

GYORSREAKTOROK AZ ÜZEMANYAGCIKLUSBAN

Gadó János

az MTA doktora,
MTA Energiatudományi Kutatóközpont
gado.janos@energia.mta.hu

*Milyen hasznot tudnak hozni
a gyorsreaktorok?*

A fenntartható fejlődés igénye az emberiség alapvető paradigmája. Látható, hogy az emberiség egésze nehéz küzdelmet folytat mind az energiaforrások iránti igény kielégítéséért, mind pedig az energiatermelés környezeti hatásainak minimalizálásáért. Mindkét ügyben komoly szerepet játszik és játszhat az atomenergetika. A ma használatos és a most üzembe lépő atomerőművek igen lényegesek mind az energiaigények kielégítésében (a világ villamosenergia-termelésének 11%-a származik atomerőművekből [URL]), mind a környezeti hatások minimalizálásában (ha atomerőművekben megtermelt villamos energiát atomerőművek helyett fosszilis üzemanyagot használó erőművekben termelnénk meg, akkor a villamos energia termeléséből származó üvegházhatású gázok kibocsátása világviszonylatban a mai érték 120%-a lenne). Mindazonáltal a mai atomerőművek mégsem tekinthetők optimálisnak a fenti két alapvető érdek kielégítése szempontjából.

Ennek egyik oka az, hogy a mai atomerőművekben az uránbázisú üzemanyagnak csak mintegy 1%-a hasznosul. A mai atomerőműpark reaktorainak 81%-át vízzel hűtik. A víz-

nek sok kiváló tulajdonsága van: viszonylag magas fajhője és magas forráshője miatt kiváló a hőelvonó és hőhordozó képessége; a vízzel hajtott erőművi berendezések egyszerűek, használatuk több évszázados tapasztalat alapján tökéletesedett; tisztasága, csekély mértékű korrozivitása előnyös mind a berendezések működtetése, mind pedig az esetleges környezetbe kerülése szempontjából.

A vízzel hűtött reaktorok többségében a víz a maghasadásos láncreakcióban keletkező neutronok lassítására is szolgál. A maghasadás során a neutronok 1-10 MeV energiával keletkeznek. A neutronok víz jelenlétében lelassulnak, energiát adnak át a vízmolekula protonjainak. Ez a lassulási folyamat a láncreakció fenntarthatósága miatt szükséges és előnyös, mert kis, ún. termikus energiákon (0-1 eV) az ^{235}U izotóp hasadási hatáskeresztmetszete nagy, és emiatt elérhető, hogy a hasadásban keletkezett 2-3 neutron közül egy újabb hasadást váltson ki, azaz a láncreakció önfenntartó lehessen. A lassulási folyamat a víz hűtés miatt szinte elkerülhetetlen (az egyéb technológiai megoldások, például a víz hűtés kombinálása grafit lassítóanyaggal jelentős biztonsági kockázattal jár, lásd Csernobil). Ahhoz, hogy vízzel hűtött és moderált reaktorok működjenek, a természetben található

urán ^{235}U -tartalmát (0,7%) meg kell növelni mintegy 3-5%-ra, azaz az uránt dúsítani kell. (A kanadai gyártmányú CANDU-reaktorok a nehézvízes moderálásnak köszönhetően természetes uránt használnak, ám itt az üzemanyag-hasznosulás még kisebb.)

Ez a jól bevált energiatermelési módszer láthatóan csak az urán kevesebb mint 1%-át használja fel. A víz hűtéses és vízzel lassított neutronokkal működő atomreaktorokban az urán másik természetes izotópjá, az ^{238}U gyakorlatilag veszendőbe megy. Tudható, hogy az ^{238}U ugyancsak hasadóképes, de csak 0,8 MeV feletti energiájú neutronok tudják kiváltani a hasadási reakciót. Ennél fontosabb, hogy az ^{238}U neutronbefogással ^{239}U izotóppá, az pedig két rövid felezési idejű β -bomlás révén ^{239}Pu izotóppá alakul át. A természetben nem található ^{239}Pu -nak ugyancsak jelentős a termikus hasadási hatáskeresztmetszete, továbbá neutronbefogással belőle a többi plutóniumizotóp (^{240}Pu , ^{241}Pu és ^{242}Pu) is előáll. Már az atomenergia-kutatások kezdetén felmerült, hogy ha egy reaktorban a hasadásban keletkező neutronokat nem lassítjuk le, hanem azok a keletkezési energiájuk közelében váltánának ki újabb maghasadást, akkor az urán egésze hasznosítható lenne. Ezekben a reaktorokban tehát a neutronok zömének energiája a MeV-es, ún. gyors tartományban lenne, ezért ezeket a reaktorokat gyorsreaktoroknak nevezzük, megkülönböztetésül az előzőekben említett termikus reaktoroktól.

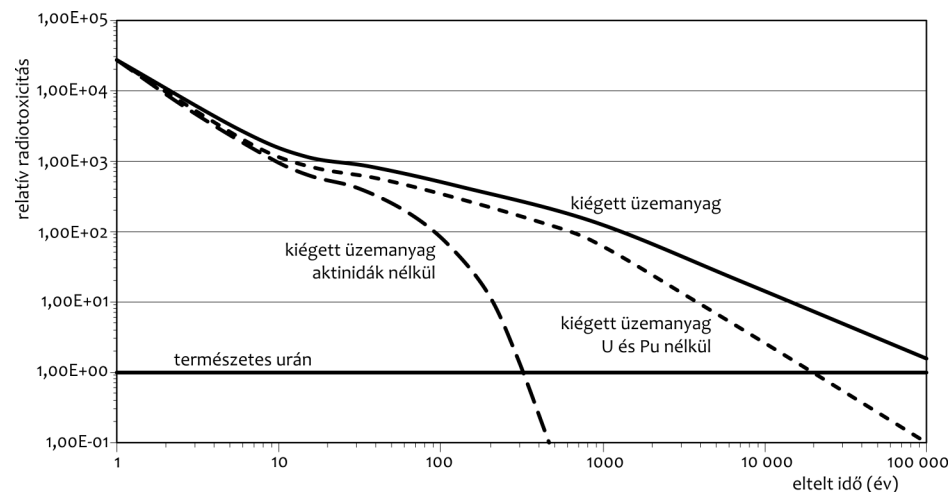
A gyorsreaktorok fejlesztésének egyik kulcskérdése az üzemanyag: ez a hatáskeresztmetszet-viszonyok miatt ^{239}Pu alapján készíthető el. Ha tehát a mai termikus reaktorokban keletkező plutóniumot kinyerjük a kiégett fűtőelemekből, akkor azt felhasználva üzemanyagot kapunk a gyorsreaktorokhoz. Ennél még fontosabb, hogy a gyorsreakto-

rokba betáplált plutóniummal akár azonos vagy még nagyobb mennyiségű plutónium nyerhető ki az üzemanyag azon részéből, amelybe természetes vagy szegényített uránt töltünk. Szaknyelven szólva, egy gyorsreaktor tenyésztési tényezője 1-nél nagyobb lehet. A tenyésztési tényezőt alapvetően a hatáskeresztmetszet-viszonyok határozzák meg, 1-nél nagyobb tenyésztési (vagy konverziós) tényező termikus reaktorokban nem érhető el. Az 1-nél valamivel nagyobb konverziós tényező révén olyan rendszerhez jutunk, amely az energiatermelés során ciklikusan megtermeli a következő energiatermelési ciklus üzemanyagát. Így gyakorlatilag a fenntartható fejlődés mintaképéhez lehet eljutni: gyorsreaktorokkal az atomenergetika üzemanyag-szükséglete évezredek időskálán biztosítható. A tenyésztés és hasznosítás kérdéseivel az összeállítás egy más cikke (Szieberth, 2016) foglalkozik részletesen.

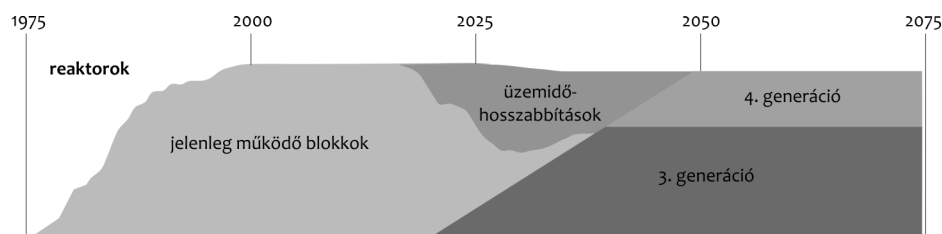
Érdemes kitérni arra, hogy miért nem hasznosítjuk a kinyert plutóniumot termikus atomreaktorokban. A helyzet az, hogy a hasznosítás valamilyen mértékben ma is megtörténik, ez több országban megvalósult gyakorlat. Sajnálatosan azonban a plutónium újrahasznosítása során a plutónium izotópvektora, azaz az egyes plutónium-izotópok részaránya kedvezőtlen irányban változik, és a plutóniumalapú kiégett fűtőelemek újrahasznosítása (a plutónium dúsításának reménytelen volta miatt) termikus reaktorokban fizikailag lehetetlen.

A gyorsreaktorok másik kulcskérdése, hogy ha víz nem lehet a reaktorban, akkor vajon milyen hűtőközeg veheti fel a hasadások során keletkező energiát. Ezzel foglalkozunk a cikk második részében.

Amint a cikk elején említettük, a mai reaktorok nem optimálisak a környezeti hatás



1. ábra • A kiégett UO_2 -alapú üzemanyag és a természetes uránérc relatív radiotoxicitása az idő függvényében (Hózer, 2013)



2. ábra • Stratégia a nukleáris energia részarányának szinten tartására (SNE-TP, 2007 alapján)

szempontjából sem. Ezzel korántsem arra gondolunk, hogy az atomreaktorok radioaktív kibocsátása jelentős veszélyt jelentene a környezetre, hanem arra, hogy az urán hasadással történő „elégetése” során létrejövő kiégett üzemanyag mint hulladék elhelyezése problematikus. Ennek oka elsősorban az, hogy a kiégett üzemanyagban található radioaktív izotópok némelyike, elsősorban az ún. másodlagos aktinida (Np, Am, Cm) izotópok felezési ideje igen hosszú. Így a kiégett fűtőelemek újrahasznosítása, azaz a Pu izotópok kinyerése és gyorsreaktorban való ismételt felhasználása, továbbá a másodlagos aktinidák kinyerése és gyorsreaktorban történő

átalakítása viszonylag gyorsan bomló izotópokká (transzmutáció) igen nagy mértékben lecsökkenti azt az időtartamot, ameddig a reaktorok kiégett fűtőelemeiben maradó, fel nem használható, nagy aktivitású hulladékot ellenőrizetten tárolni kell. Egy olyan gyorsreaktoros rendszerben, ahol a plutónium és a másodlagos aktinidák elégetése megoldódik, a ma szükségesnek látszó több tízezer éves tárolási szükséglet néhány száz évre csökkenthető, amint azt az 1. ábra mutatja.¹

¹ Az időtartamot az határozza meg, hogy mikorra csökken a hulladék radiotoxicitása a természetes urán radiotoxicitásának szintjére.

A fentiek alapján tehát kezdetben a termikus reaktorok kiégett fűtőelemeiből kinyert plutóniummal üzemeltetett gyorsreaktor-flotta, a későbbiekben pedig az itt előálló kiégett fűtőelemekből kinyert plutónium segítségével az atomenergetika gyakorlatilag a fenntartható fejlődés részévé tehető. Az erre vonatkozó európai terveket a 2. ábra szemlélteti. A fűtőelemek újrahasznosítása, azaz a fűtőelemciklus zárása biztosítja, hogy az atomenergetika nemcsak az üzemanyag-elátás, de a csekély környezeti hatás miatt a fenntartható fejlődés alapeleme is lehessen.

Magával az újrafeldolgozással (reprocesszással) az összeállítás más cikke (Hózer, 2016) foglalkozik, ezért ennek részleteire nem térünk ki. Érdekes azonban megemlíteni, hogy a gyorsreaktorokból vagy gyors- és termikus reaktorokból álló flotta kulcseleme a reprocesszálást végző létesítmény, ami három okból is problematikus:

A reprocesszálás során hasadó anyagokat különítünk el más anyagoktól, így a létesítmény védelme mind a proliferáció, mind a terrorhárítás szempontjából kiemelt fontosságú, az elkülönített hasadóanyagból ugyanis alkalmasint nukleáris fegyvert lehet készíteni. Jelenleg nehezen képzelhető el, hogy az atomhatalmak megtűrnék egy ilyen berendezés létesítését területükön kívül.

A reprocesszálás nagyon veszélyes tevékenység, mind a környezeti hatás, mind a létesítményben dolgozó emberek szempontjából. Speciálisan szigorú követelményeket kell érvényesíteni (kritikus tömeg létrejöttének fizikai ellehetetlenítése, sugárvédelem, mérgező anyagok elleni védelem).

A reprocesszáló létesítmény építése csak legalább 20 GW_e összteljesítményű, legfeljebb kétfajta reaktorból álló reaktorflotta esetén lehet kifizetődő.

Mindezek miatt a gyorsreaktorok kifejlesztése és főképp rendszerbe állítása csak a problémák megoldása után válhat egyértelmű céllá.

A lehetséges gyorsreaktor-technológiák

A lehetséges gyorsreaktor-technológiáknak számos közös és számos egyedi vonásuk van. Közös, hogy a gyorsreaktor fűtőelemeinek burkolata acél, míg a termikus reaktorokban burkolata cirkónium-ötvözeteket használnak. A gyorsreaktorokban fellépő magasabb hőmérséklet és főleg nagy sugárkárosodás miatt cirkónium-ötvözetek nem használhatóak. A gyorsreaktorok közös tulajdonsága, hogy lényegesen rövidebb idő áll rendelkezésre a láncreakció üzemzavari leállítására, mint a termikus reaktorokban. A hasadásban keletkező neutronok kis része nem azonnal, hanem bizonyos késéssel keletkezik, és ez ad módot a beavatkozásra, gyakorlatilag arra, hogy a láncreakciót abszorbensek még időben leállítsák. E késő neutronok aránya a ²³⁹Pu esetében alig fele az ²³⁵U hasadásakor mért aránynak.

Az egyedi vonások legfontosabbika a hűtőközeg megválasztása. Amint azt korábban említettük, a gyorsreaktorok hűtésére a víz, intenzív neutronlassító tulajdonsága miatt nem jöhet szóba. A lehetséges anyagok alacsony olvadáspontú és jó hővezető képességű fémek, elsősorban a nátrium és az ólom, valamint gázok, elsősorban a hélium. Amikor a 2000-es évek elején elkezdődött az atomreaktorok 4. generációjának kifejlesztése, akkor ez a három koncepció – három másik, nem gyorsreaktoros koncepcióval együtt – szerepelt a fejlesztési célok között. Ma – legalábbis Európában – ennek a három reaktortípusnak a kifejlesztése maradt meg célnak, a többiek nem tűnnek perspektivikusnak, mivel segítségükkel vagy nem valósítható meg az üzemanyagciklus zárása (igen magas hőmér-

sékletű reaktor és szuperkritikus vízű hűtésű reaktor), vagy a technológia igen nehezen kifejleszhetőnek tűnik (olvadáskó-reaktor).

A három gyorsreaktor-típus fejlesztésének helyzete különböző:

Nátriumhűtésű gyorsreaktorokat korábban is építettek Oroszországban, Franciaországban, Indiában, Japánban és az Egyesült Államokban. Ezek közül ma csak az orosz BN-600 működik, és az új BN-800-at mostanság helyezik üzembe. A tervek közül talán a legfontosabb a francia ASTRID 600 MW_e teljesítményű prototípus erőmű, amely talán a 2020-as évek második felében léphet működésbe. Komoly tervek vannak Oroszországban és a fontosabb ázsiai országokban.

Ólomhűtésű gyorsreaktorral felszerelt atomerőmű még sehol sem épült, de a Szovjetunióban ólomhűtésű reaktorokat (is) használtak tengeralattjárók motorjaként. Ezek megnövelt teljesítményű, atomerőművi változatát tervezik megépíteni Oroszországban. Olaszromán együttműködésben tervezik az ALF-RED demonstrációs reaktor megépítését.

Gázhűtésű gyorsreaktor ugyancsak nem épült sohasem. A Visegrádi Négyek (V4) franciákkal való együttműködésben tervezik az ALLEGRO-reaktor megépítését, amivel a következő fejezet részletesebben foglalkozik.

Az új reaktortípusoktól mindenképp elvárható, hogy biztonságuk legalább a mai legmodernebb vízű hűtésű reaktorok biztonságának szintjét elérje. A három gyorsreaktor-típus biztonsági előnyeit és hátrányait a francia nukleáris hatóság tudományos háttérintézménye, az IRSN (2014) tanulmánya alapján célszerű összefoglalni.

A nátriumhűtésű gyorsreaktorok fő előnye az alacsony nyomású hűtőközeg használata. A hűtőközeg üzemi hőmérséklete

messze a forráspont alatt van, így nagy biztonsági tartalék áll rendelkezésre üzemzavarok esetén a reaktorzóna megolvadásának elkerülésére, de hátrányos, hogy a magasabb hőmérsékleteken a reaktortartály épsége a nátriummal való intenzív kölcsönhatás miatt nem garantálható. További hátránya a nátrium ismert intenzív kölcsönhatása vízzel és levegővel, valamint a fűtőelemek acélburkolatával. További vizsgálatokra, kutatás-fejlesztésre mindenképp szükség van.

Ami az ólomhűtésű gyorsreaktorokat illeti, a fő előnyt az ólom kedvező neutronfizikai tulajdonságai jelentik, továbbá az, hogy az ólom nem lép intenzív reakcióba vízzel és levegővel. A reaktorban lévő nagy térfogatú folyékony ólom jelentős hőtehetetlenséget okoz, és így nagy a biztonsági tartalék üzemzavarok esetén. Bizonyos üzemzavarok esetén az ólom felforrhat anélkül, hogy a reaktor leállna, és magas hőmérsékleteken a reaktortartály integritása veszélybe kerülhet. A fő hátrány természetesen az, hogy az ólom erősen korrodálja az acélból készült szerkezeteket, például a fűtőelemek burkolatát. Ennélfogva az üzemi hőmérséklet felülről korlátozott, de alulról is, mert az ólom megszilárdulhat. Az üzemi hőmérséklet elfogadható tartományának korlátozottsága veszéllyel jár. Az ólom mérgező tulajdonságai kedvezőtlenek a környezeti hatások szempontjából. Ha a hűtőközeg hőmérsékleti viszonyait kedvező irányban befolyásoló ólom-bizmut-eutektikumot választják hűtőközegnek, akkor a bizmutból keletkező ²¹⁰Po-izotóp komoly mérgezési veszélyt jelent. Amint látható, komoly műszaki gátakat kell leküzdeni, hogy az ólomhűtésű gyorsreaktorok bevezethetők legyenek.

Lényegében ugyanez a helyzet a gázhűtésű gyorsreaktorokra vonatkozóan is. A tervezett magas üzemi hőmérséklet nagy lehető-

ségeket jelent az energiatermelésen kívüli ipari felhasználásban (például hidrogéngyártás). Biztonsági szempontból viszont a szokatlanul nagy teljesítménysűrűség és a gáz halmazállapotú hűtőközeg kis hőtehetetlensége kockázatos. E kockázat csak úgy küzdhető le, ha a fűtőelemek burkolata hőálló (1600 °C) kerámiából készül, aminek a technológiai fejlesztése igen nagy feladat. A zóna üzemzavari hűtése aktív rendszereket igényel, a biztonság szempontjából jóval kedvezőbb passzív megoldások keresése még csak megkezdődött. A gáz hűtőközeg semmiképpen sem tartja vissza a fűtőelemekből esetlegesen kikerülő radioaktív anyagokat (szemben a folyékony hűtőközeggel), ami további hátrányt jelent. Ugyanakkor a hűtőközeg inert, és nem veszélyezteti a környezetet. Látható, hogy a gázhűtésű gyorsreaktorok fejlesztéséhez hosszú távú, nagyon komoly kutatómunkára van szükség, és a technológia érettsége csak több lépésben lesz demonstrálható.

Összességében tehát a kép nem túl kedvező. A különböző gyorsreaktorok ötlete már az atomenergia fejlesztésének kezdetén felmerült, de a technológia érettsége, bevezethetősége máig kérdéses. Mindazonáltal annyira kedvező lenne az atomerőművi üzemanyagciklus zárása, hogy az ehhez nélkülözhetetlen gyorsreaktorok fejlesztése bizonyosan folytatódni fog. A XXI. században, lehetőleg annak első felében a biztonságos gyorsreaktor-technológia kifejleszhetőnek tűnik, de intenzív nemzetközi erőfeszítésekre van szükség.

Az ALLEGRO-projekt

2010-ben francia kezdeményezésre² a V4 országok nukleáris kutatóintézetei, köztük az

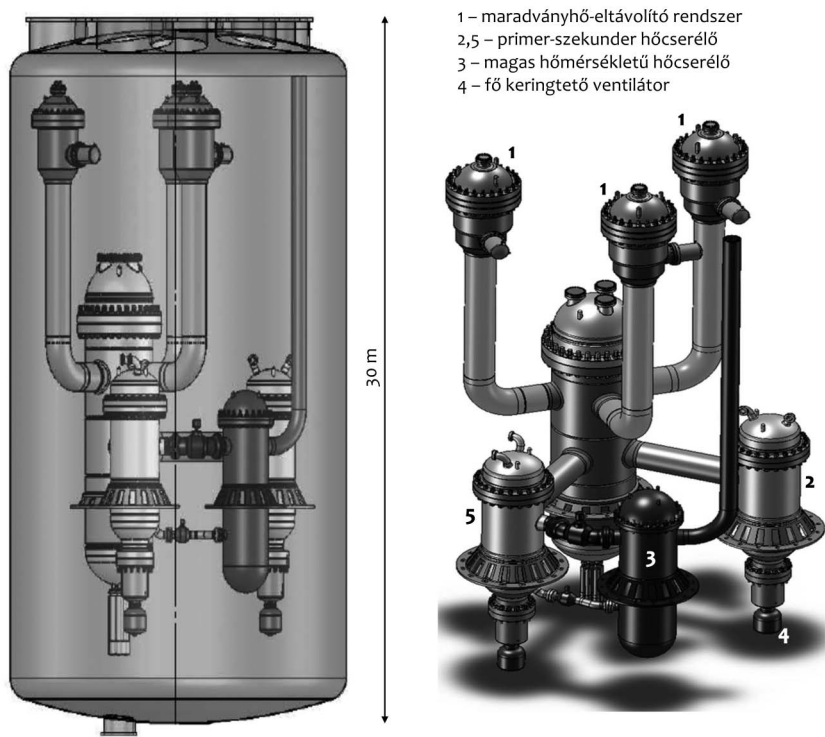
MTA Energiatudományi Kutatóközpont (pontosabban annak jogelődje) megállapodtak az ALLEGRO-projekt előkészítésében. A projekt célja egy demonstrációs gázhűtésű gyorsreaktor megépítése a V4 országok valamelyikében. Az előkészítés 2015 közepére érte el azt a szintet, hogy a projekt első fázisa, azaz a reaktor koncepcionális tervezése megkezdődhetett. Ez az első fázis a tervek szerint tíz évig tart, ezután következhet az ALLEGRO-reaktor elvi engedélyeztetése, a részletes tervek kidolgozása és azután a reaktor megépítése (várhatóan Szlovákiában) és üzembe helyezése további mintegy tíz év után.

Az ALLEGRO-reaktor (3-4. ábra) kifejlesztésének és a csatlakozó kutatásoknak a terveire, részleteire itt nem tudunk kitérni. A gázhűtésű gyorsreaktor biztonsági kihívásait és azt, hogy az ALLEGRO-reaktor kifejlesztése és működtetése során hogyan szeretnénk megfelelni ezeknek a kihívásoknak, a közel-múltban összegeztük (Gadó, 2015). Mindenestre az atomenergetikában szokásos fejlesztési munkálatokon messze túlmenő tudományos és technológiai feladatok megoldásáról van szó. Ízelítőül csak néhányat említünk:

- kerámia fűtőelem-burkolat fejlesztése
- magas hőmérsékletet (850 °C) elviselő acél jellegű szerkezeti anyagok fejlesztése
- a hűtőközeg kis hőtehetetlenségének kompenzálása passzív biztonsági megoldásokkal
- alapvető fizikai elvek alapján működő passzív megoldás a reaktor megszaladásának (az ellenőrizetlen teljesítménynövekedésnek) megállítására
- a héliumtechnológia fejlesztése, a hélium tisztítása, a kiszökés minimalizálása.

² A franciáknak az ITER fúziós berendezés, a JHR-kutatóreaktor és az ASTRID nátriumhűtésű gyorsre-

aktor megépítése olyan sok feladatot jelent, hogy az ALLEGRO építését önállóan nem akarták vállalni.



3. ábra • Az ALLEGRO reaktor elrendezése és fő technológiai elemei

Az általános célon túl talán kérdéses, hogy miért is hozták létre a V4 nukleáris kutatóintézetek az ALLEGRO-projektet. Tény, hogy az Európai Uniónak ebben a régiójában jelentős atomenergetikai tudás és tapasztalat halmozódott fel, és ezt a tudást érdemes mozgósítani nagy léptékű, az egész fejlett világ és az EU által fontosnak minősített élenjáró kutatásokra. A gázhűtésű gyorsreaktor megépítése hatalmas kihívást jelent, ami számos fiatal kutatónak biztosítani tudja az izgalmas, nemzetközileg jól beágyazott kutatásokban való részvételt. A kutatásokhoz új infrastruktúra (anyagvizsgáló, fűtőelem-fejlesztő, hélium-technológiai laboratóriumok) kiépítése szükséges, ebben pedig ez a régió szűkölködik. A kutatáscentrikus érveken túl nagyon fontos,

hogy a projekt izgalmas és nagy volumenű ipari feladatot is teremt, a régió ipari vállalkozásai igényes beszállításokkal világszínvonalú termékek létrehozásának módszereit sajátíthatják el, ami számukra azonnali és perspektivikus munkát is jelent.

A projekt indítása és keresztülvitele maga sem könnyű, de nem tanulságmentes feladat. Először is a kutatás-fejlesztés-innováció finanszírozása a V4 országokban még sem a támogatási összegekben, sem a módszerekben nem érte el a fejlett nyugat-európai országok színvonalát. Szerencsés módon Magyarországon és Szlovákiában megkezdődött a projektben folyó biztonsági kutatások és tervezés állami finanszírozása. Ezen túlmenően egy átfogó regionális projekt (ami sajnos még nagyon

ritka) sok lehetőséget ad a K+F+I regionális szintű megújítására. Az ALLEGRO-projekt ebben a tekintetben szinte unikumot jelent. Másik szempont az, hogy az atomenergetikai K+F európai szintű finanszírozása csetlik-botlik. Alapvetően azoknak a kutatási infrastruktúráknak (például az ESFRI) a fejlesztését ambicionálják, amelyek kutatócsoportok egész sorának számára lehetővé teszik világszínvonalú alapkutatási eredmények elérését. Ez természetesen helyeselhető, ugyanakkor tény, hogy Európa döbbenetesen lemarad a

világpiaci versenyben, például a nukleáris létesítmények piacán is. Az ALLEGRO-projekt hosszú távú terveit, azaz azt az elképzelést, hogy hogyan válhat a kutatóintézetek által vezérelt, a V4 országok és az EU által finanszírozott kutatás-fejlesztési projektből egy nagyipari fejlesztés kiindulópontja, az Európai Bizottság is nagy figyelemmel kíséri.

Kulcsszavak: *üzemanyagciklus, gyorsreaktorok, fenntartható fejlődés, energiatermelés, reaktor-technológia*

HIVATKOZÁSOK

- Gadó János (2016): Safety of the Gas Cooled Fast Reactor. In: *Safety of Generation IV Reactors*. IAEA Vienna (megjelenőben)
- Hózer Zoltán (2013): Üzemanyagciklus, fűtőelemviselkedés a reaktorban. In: Elter József – Gadó J. – Holló E. – Lux I.: *Az atomreaktorok biztonsága*. ELTE Eötvös Kiadó, Budapest
- Hózer Zoltán (2016): A kiegészített üzemanyag jellemzői és feldolgozása. *Magyar Tudomány*, e cikkgyűjtemény 534. oldalán
- IRSN (2014): *Review of Generation IV Nuclear Energy Systems*, IRSN Report • <http://www.irsn.fr/EN/>

- [newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf](https://www.iaea.org/newsroom/News/Documents/IRSN_Report-GenIV_04-2015.pdf)
- SNE-TP (2007): *The Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*. EURATOM EUR 22842 • https://ec.europa.eu/research/energy/pdf/sne-tp_vision_report_eur22842_en.pdf
- Szieberth Máté (2016): A nukleáris üzemanyagciklus zárásának lehetőségei. *Magyar Tudomány*, e cikkgyűjtemény 541. oldalán
- URL: *Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050*. IAEA RSD-1/32, 2012 • http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/IAEA-RDS-1-32_web.pdf

