

# AZ ATOMERŐMŰVEK MŰKÖDÉSÉRŐL EGYSZERŰEN, TÍPUSAIK ÉS JÖVŐJÜK – 3. RÉSZ

Király Márton – MTA Energiatudományi Kutatóközpont  
Radnóti Katalin – ELTE TTK Fizikai Intézet

*Írásunk befejező, harmadik részében az úgynevezett tenyésztőreaktorok működési alapelveit és fajtáit ismertetjük.*

Az energiatermelés melléktermékeként keletkező radioaktív hulladék mennyisége – az egyéb energiatermelési lehetőségekkel összehasonlítva – ténylegesen nem sok. Ennek oka az, hogy egyetlen maghasadás során milliószor akkora energia szabadul fel, mint egyetlen kémiai reakcióban, így az energiatermeléshez felhasznált üzemanyag mennyisége is sokkal kevesebb.

A tenyésztőreaktorok nélküli üzemanyagciklusban a termikus reaktorok a nukleáris hulladékok mennyiségét csak növelik, a működésük során keletkező kiégett fűtőelemek nagy aktivitású hulladékok, amelyek biztonságos kezelésére vagy elhelyezésére eddig sokféle megoldás és elképzelés született. A tenyésztőreaktorok lehetőséget nyújthatnak a termikus reaktorok hulladékának további felhasználására, energiatalmuk hatékonyabb hasznosítására.

## A tenyésztőreaktorok

Egy *tenyésztőreaktorban* el lehet érni, hogy a termelődő és elfogyó hasadóanyag mennyiségének az aránya egynél nagyobb legyen. A tenyésztőreaktorok mind számukat, mind teljesítményüket tekintve egyelőre nem játszanak jelentős szerepet bolygónk energiaellátásának biztosításában (egyrészt sokkal komolyabb

berendezésekre, magas hőmérsékletet és kémiaileg agresszív környezetet tűrő ötvözetekre van szükség, másrészt jelentős kihívást jelent az aktív zóna magas dúsítása és a tenyésztés miatt a hasadóanyag békés felhasználásának biztosítása), napjainkban azonban ismét a figyelem középpontjába kerültek. Az urán nem megújuló energiahordozó, a  $^{235}\text{U}$  készletek pedig a jelenlegi felhasználás és gazdaságossági viszonyok mellett mindössze 50-100 évre elegendők, így az atomenergia fenntarthatóságának megőrzése érdekében a tenyésztő technológiák kerülhetnek előtérbe. Egy tenyésztőreaktorban nem csak az urán  $^{235}\text{U}$ -ös izotópját lehet felhasználni energiatermelésre, hanem a nagyobb részt kitevő  $^{238}\text{U}$ -as izotópot is. A  $^{238}\text{U}$  egy neutron befogásával  $^{239}\text{U}$  izotóppá alakul, amely azután béta-bomlással  $^{239}\text{Np}$  izotóppá bomlik. Ebből 2,4 nap felezési idővel egy újabb béta-bomlás után  $^{239}\text{Pu}$  keletkezik, amely a  $^{235}\text{U}$ -hoz hasonlóan – közel ugyanakkora energia felszabadulása közben – termikus neutron hatására elhasad.

## Gyorsreaktorok

A *gyorsreaktorok* aktív zónájában nincs moderátor, ezekben a neutronok nem lassulnak le, tehát bennük a láncreakciót gyors neutronok tartják fenn. Magasan dúsított uránnal vagy plutóniummal működnek, amelyek kiégett nukleáris üzemanyagokból és leszerelt atomtöltetekből származnak. A gyorsreaktorok rendelkezése kettős: egyrészt villamos energiát, másrészt hasadóanyagot is termelnek, tehát tenyésztőreaktorok, amelyek tenyésztésre általában a  $^{238}\text{U}$ -t használják. Mivel a gyors neutronok által kiváltott maghasadásokban átlagosan kettőnél több gyors neutron keletkezik, ezért a reaktort a következőképpen tervezték meg:

- 1 neutron biztosítja a láncreakció fenntartását a  $^{239}\text{Pu}$  vagy  $^{235}\text{U}$  hasítása által,
- 1 további neutron elnyelődik a  $^{238}\text{U}$ -ban (tehát plutóniumot termel),
- a fennmaradó neutronok pedig elnyelődnek a szerkezeti anyagokban, a moderátorban, vagy kiszöknek a reaktorból.

Ha átlagosan egynél több neutron nyelődik el a  $^{238}\text{U}$ -ban, akkor a konverziós tényező is 1 fölötti lesz, vagyis több üzemanyag keletkezik a reaktor működése során, mint amennyi a láncreakció fenntartása közben fogy. Ez a tenyésztési arány a különböző fejlesztésű gyorsreaktorok esetében változó, 1,05 és 1,2 közötti lehet, attól függően, hogy az egyes országok a többlet plutónium tenyésztését mennyire tartják célszerűnek.



*Király Márton* a BME-n végzett vegyészmérnök-ként. Munkahelye az MTA Energiatudományi Kutatóközpont, Fűtőelem és Reaktoranyagok Laboratórium. Kutatási területe a fűtőelem-pálca-burkolatok mechanikai vizsgálata, amelyből a BME Nukleáris Technikai Intézetében készíti PhD dolgozatát. Publikációi az előbbi területen kívül kiterjednek a nukleáris energia történetére és a témával kapcsolatos ismeretterjesztésre.



*Radnóti Katalin* az ELTE-n végzett kémiafizika szakos tanárként. A budapesti Kölcsey Ferenc Gimnáziumban nyolc éven keresztül tanított. Jelenleg az ELTE Fizikai Intézetében főiskolai tanár. Kutatási területe a fizika és a természettudományok tanításának módszertana. Publikációs tevékenysége is e témához kapcsolódik, tanári segédletek, tanulmányok, könyvek, könyvfejezetek. A *Nukleon*, a Magyar Nukleáris Társaság internetes folyóirata főszerkesztője.

Annak érdekében, hogy a hűtőközeg ne lassítsa le a neutronokat, ugyanakkor intenzív hővezetést biztosítson, a gyorsreaktorok hűtőközege általában folyékony fém (nátrium vagy ólom), esetleg hélium lehet. Az urán dúsítása a ma működő gyorsreaktorokban 20% körül van. A hasadóanyagot oxid ( $\text{UO}_2$  és  $\text{PuO}_2$ ) kerámia formájában viszik be a reaktorba, de vizsgálják a karbid (UC), a nitrid (UN) és a fémötvözet (például U-Pu-Zr) alapú fűtőelemek alkalmazásának lehetőségét is, mivel ezek hővezető-képessége jobb [18]. A következő három gyorsreaktor a negyedik generációs típusok közé tartozik.

#### Folyékony nátriumhűtésű gyorsreaktor (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR)

A nátrium hűtőközeg alkalmazásának előnye a jó hővezetése és a gyenge neutronlassítási képessége. A vízhez hasonló sűrűsége miatt a keringetéséhez kis szivattyúteltjesítmény szükséges. További előnye, hogy korróziója csekély, valamint csak kis mértékben aktiválódik fel neutronok hatására, az aktivációs termék ( $^{24}\text{Na}$ ) pedig rövid életű (felezési ideje 15 óra).

Ezekben a reaktorokban három hűtőkör alkalmazását tervezik az általában szokásos kettő helyett. A primer és a szekunder kör nátriumot tartalmaz, a harmadik (tercier) kör pedig víz/gőz vagy nitrogén lehet (11. ábra). Ennek oka a nátrium közismerten heves reakciója a vízzel és a levegővel. A primer és a szekunder körben közel atmoszférikus nyomáson keringő olvadt nátrium hőmérséklete  $550\text{ °C}$  körül van. Az alacsony nyomás komoly előny a víz- vagy gázhűtésű rendszerekhez képest. Az ilyen reaktorokban jellemzően pozitív az üregtényező, vagyis, ha valamilyen okból üreg képződik, például a reaktorban forrni kezd a nátrium, akkor a képződő buborékok miatt lecsökken a hűtőközeg neutronbefogása és ez tovább növeli a teljesítményt. Ez a probléma komplex zónatervezéssel visszaszorítható. További probléma, hogy nem átlátszó, amely megnehezíti a karbantartást, és ultrahangos vezérlésű eszközöket kell használni.

Jelentős üzemeltetési tapasztalatok vannak ilyen típusú reaktorok működtetésével kapcsolatban, például Franciaországban a Phénix és a Superphénix, Oroszországban a BOR-60, a BN-350 és a BN-600, Japánban a Joyo és a Monju, az USA-ban az EBR II és a Fermi I, valamint Angliában (PFR), Kínában (CEFR) és Indiában (FBTR) is foglalkoznak gyorsreaktorok fejlesztésével. Jelenleg is építés alatt áll Indiában a PFBR és Oroszországban a BN-800 reaktor,

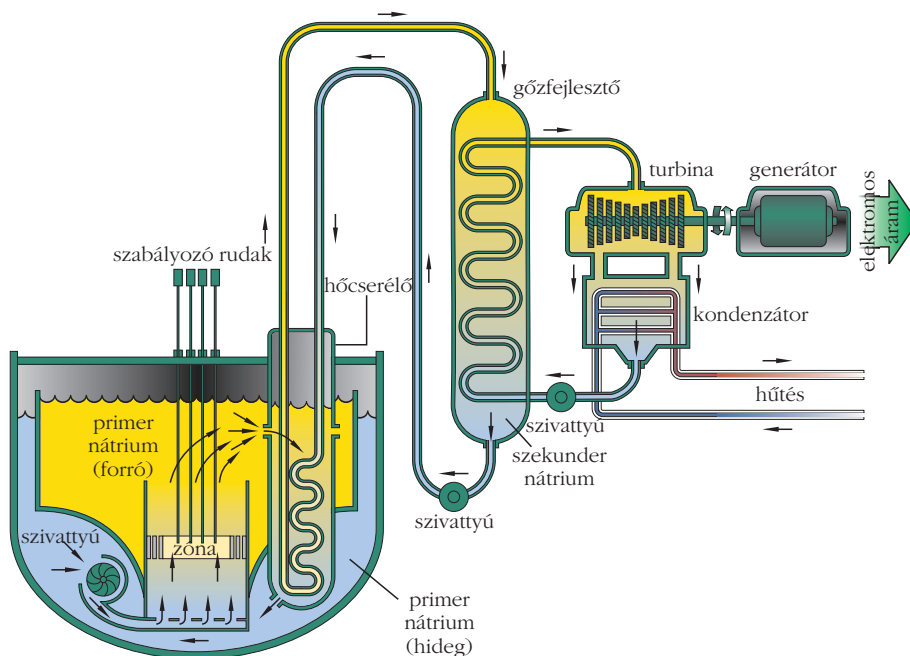
Franciaországban pedig hamarosan építeni kezdik az ASTRID nevű ipari léptékű reaktort, valamint további reaktorokat terveznek Japánban, Kínában és Dél-Koreában.

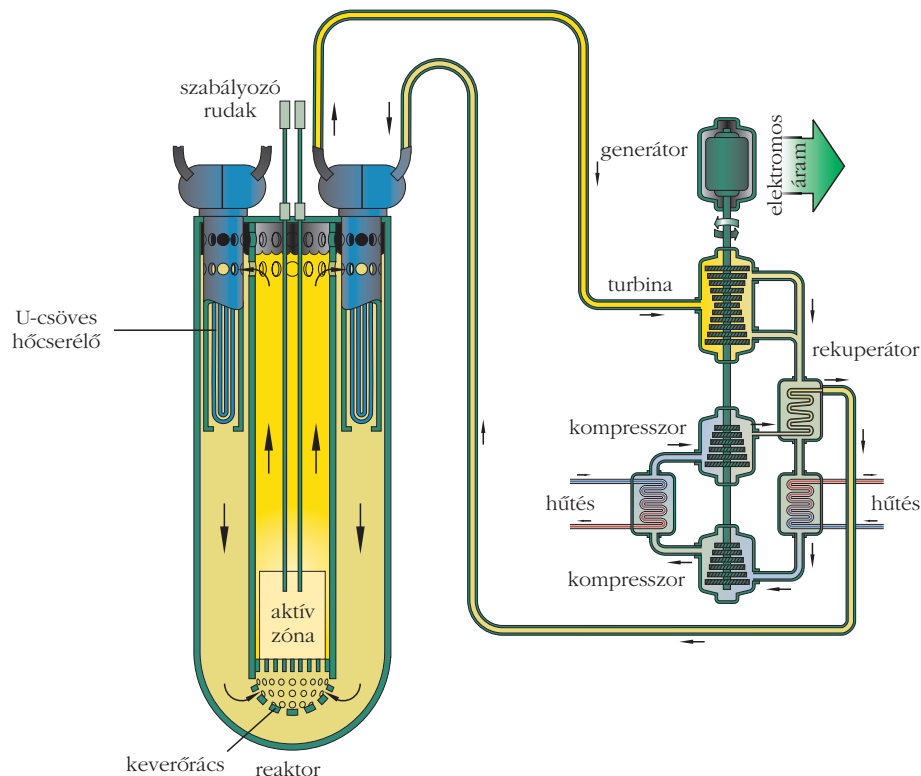
#### Folyékony ólomhűtésű gyorsreaktor (Lead-cooled Fast Reactor, LFR)

Ólom hűtőközeg használata esetén a nyomás szintén atmoszférikus, a megengedhető üzemeltetési hőmérséklet  $500\text{ °C}$  alatt van. Előnye a nátriumhűtésű konstrukcióval szemben a vízzel és a levegővel való heves reakció kiküszöbölése. Az ólom nagy tömegszáma miatt jó árnyékolást nyújt gamma-sugárzás ellen is, a reaktor leállítása után pedig a természetes cirkuláció miatt szivattyú nélkül is tovább kering a hűtőközeg és így az elektromos hálózatról való leszakadás esetén is el tudja vezetni a remanens hőt (12. ábra). Egy esetleges tartálytörés esetén gyorsan megszilárdul, amely egyrészt kedvező, mert magába zárja a radioaktív szennyezőket is, azonban megrongálhatja a szerkezet egyes elemeit és gőze mérgező. Nagy sűrűsége miatt a reaktor teljes tömege is megnő és aktív keringetés esetén nagy teljesítményű szivattyúkra van szükség. Az ólom kémiai reakcióba lép az acél szerkezeti elemekkel, ami korróziót okoz, a keletkező korróziós termékek pedig elzárhatják a hűtőcsatornákat. Ez az áramlási sebességtől (maximum  $2\text{ m/s}$ ) és a benne oldott oxigén koncentrációjától jelentősen függ, ezért erre folyamatosan ügyelni kell, és különböző tisztító eljárásokra van szükség.

Egyes esetekben az ólom mellett bizmutot is használnak, mert a kettő egymással eutektikumot, alacsony olvadáspontú elegyet képez ( $44,5\%$  ólom és  $55,5\%$  bizmut). Erre azért van szükség, mert az ólom  $327\text{ °C}$  alatt megszilárdul és ezért a reaktort leállításkor

11. ábra. A nátriumhűtésű gyorsreaktor vázlatja. Forrás: [http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/d/d8/Sodium-Cooled\\_Fast\\_Reactor\\_Schemata.svg](http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/d/d8/Sodium-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)





12. ábra. Az ólomhűtésű gyorsreaktor vázlatja. Forrás: [http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/e/e7/Lead-Cooled\\_Fast\\_Reactor\\_Schemata.svg](http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/e/e7/Lead-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)

esetén is előlött kell tartani, míg az eutektikum olvadáspontja 124 °C. A bizmut alkalmazásának azonban több hátránya is van, egyrészt igen ritka, továbbá a reaktorban radioaktív és kémiai is mérgező polónium keletkezik belőle. A bizmut természetes 209-es tömegszámú izotópjá neutronbefogás révén 210-es tömegszámú polóniummá alakul, amelynek 138 nap a felezési ideje és alfa-bomló. Ez önmagában nem lenne veszélyes, azonban megjelenhet a levegőben, ami kockázatot jelent üzemeltetés és karbantartás során.

Ezzel a típussal kapcsolatban is kiterjedt üzemeltetési tapasztalattal rendelkeznek egyes nemzetek. Az 1970-es évek elején épített Alfa/Lira típusú szovjet gyártmányú tengeralattjárók ólomhűtésű gyorsreaktorokkal voltak felszerelve, bár a kedvezőtlen tapasztalatok miatt ezt a szériát azóta leszerelték. A korróziós problémák ezeken hűtőközeg-vesztéses és zónaolvadási balesetet is okoztak. Jelenleg is terveznek azonban hasonló reaktorokat, Oroszország a BREST-300 ólomhűtésű és a SVBR-100 ólom-bizmut reaktor, valamint Románia és Olaszország az ALFRED nevű kísérleti reaktor építését tervezi, Belgiumban a MYRRHA nevű részecskegyorsító kutatóreaktor építése pedig már engedélyeztetés alatt van.

### Gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-cooled Fast Reactor; GFR)

A hélium hűtőközegként való használata több előnnyel is jár. Mivel nincs fázisátalakulás, a folyékonyfém-hűtésű típusoknál jóval magasabb hőmérséklet, közel 850 °C is elérhető, amelynek következtében nagyobb lehet az energia-átalakítási hatásfok.

Moderáló képessége gyenge és nem aktiválódik fel, kémiai semleges, hiszen nem-mesgáz, a szerkezeti elemek nem korrodálódnak. A reaktor egykörös, vagyis a fűtőelemeken keresztül áramló hélium közvetlenül egy gázturbinára jut (13. ábra), miközben állandó nyomáson visszahűl (Brayton-ciklus).

Azonban a hélium alkalmazásának hátrányai is vannak. Rendkívül kicsi a hőkapacitása, így nagy nyomásra és nagy térfogatáramra van szükség. Egy esetleges üzemszavarról a leállítás után a remanens hő elvezetésére fenn kell tartani a keringést, egy nyomásvesztéses baleset esetén ennek hiánya a fűtőelemek gyors felmelegedéséhez vezethet, és a zónasérülés előtt kevés idő áll az üzemeltetők rendelkezésére a szükséges biztonsági beavatkozások megtételéhez. Hűtőkö-

zeg-vesztéses üzemszavar esetében nem elégséges a hélium természetes cirkulációja, kényszeráramlásra, vagy más gázok (például nitrogén) befecskendezésére van szükség. További hátrány, hogy a Föld héliumkészlete a jelenlegi felhasználás mellett mindössze 30 évre látszik elegendőnek. Ilyen gyorsreaktor még nem épült, ezért nincsenek üzemeltetési tapasztalatok, viszont termikus reaktorok már működtek héliumhűtéssel.

Ezen reaktortípusnak fontos magyar vonatkozásai is vannak. Az ALLEGRO egy kis teljesítményű, héliumhűtésű demonstrációs gyorsreaktor tervét jelenti, amelynek célja a GFR technológiai elemeinek tesztelése (fűtőelemek, biztonsági rendszerek). Az európai gázhűtésű reaktor tervezése 2000-ben egy EU-projekt keretében indult meg, és jelenleg GoFastR néven vizsgálják a megvalósíthatóságát. Ezzel párhuzamosan, egy magyar-cseh-szlovák-lengyel V4G4 konzorcium – amelyet magyar részről az MTA Energiatudományi Kutatóközpont képvisel – készíti elő az ALLEGRO kísérleti reaktor építését a közép-kelet európai régióban a francia CEA (Francia Atomenergia Ügynökség) segítségével.

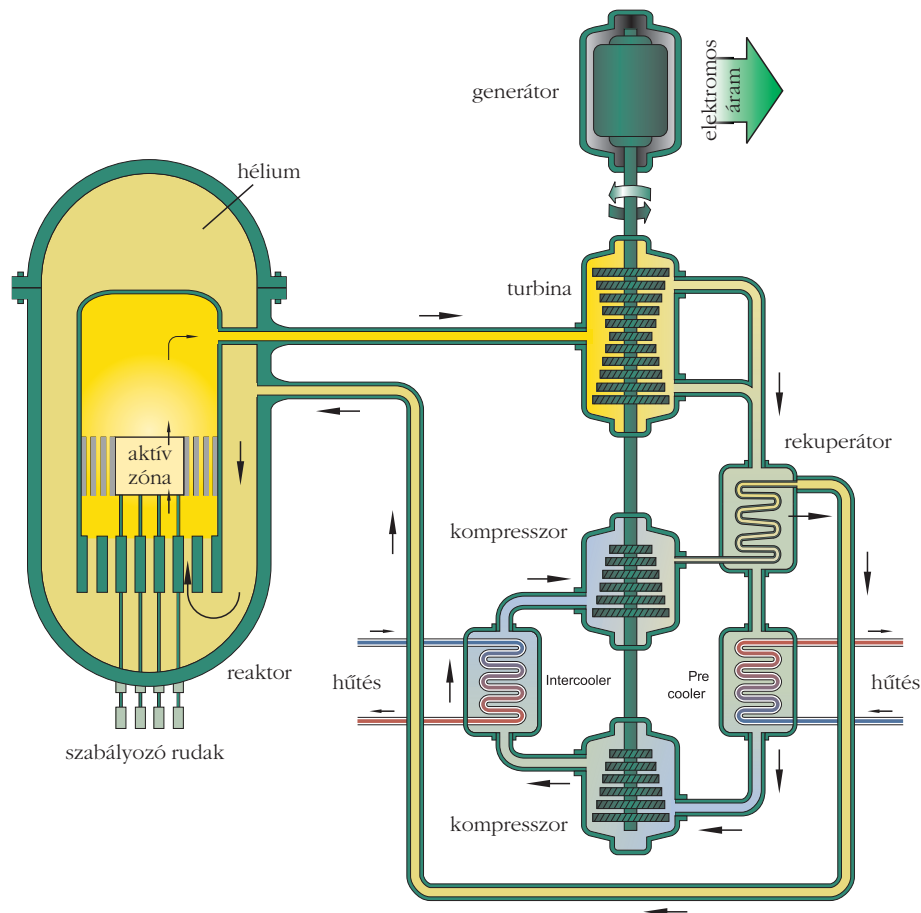
### Sóolvadékos reaktorok

A grafitmoderátoros reaktorok egy különleges fajtáját képviselik a sóolvadékos reaktorok (MSR = Molten Salt Reactor). Ezt a típust az amerikai Oak Ridge National Laboratory által vezetett Sóolvadékos Reaktor Kísérlet során fejlesztették ki 1954–76 között, és 2000-ben a negyedik generációs elképzelések közé sorolták. Lé-

teznek elképzelések, amelyben a sóolvadékot a szilárd üzemanyag hőjének elvezetésére használnák, de az elterjedtebb koncepció szerint a sóolvadékos reaktorokban a primer körű hűtőközegben, egy fluorid-alapú sóolvadékban oldva található meg az urán-tetrafluorid ( $UF_4$ ) üzemanyag. A sóolvadék nagy előnye, hogy közvetlen a hőátadás, nem falon keresztül kell a rossz hővezető kerámiatablettától a burkolaton keresztül átvezetni a hőt a hűtőközegig. Másik alapvető jó tulajdonsága az atmoszférikus nyomáson elérhető magas hőmérséklet, amellyel magasabb energiaátalakítási hatásfok érhető el, vagy kapcsolt energiatermelésre teszi alkalmassá a reaktort [19].

A sóolvadékos reaktorokban általában olvadt fluoridos sókeverék található (például  ${}^7LiF - BeF_2 - UF_4$  keverék nagyjából 65-34-1 tömegszázalék arányban, 30%  ${}^{235}U$  dúsítással). A só összetételétől függően  $450\text{ }^\circ C$  fölött olvad, olvadt állapotban közel átlátszó, forráspontja pedig  $1400\text{ }^\circ C$  körüli, tehát a várt üzemi hőmérséklet közelében ( $600-900\text{ }^\circ C$ ) gőztenziója alacsony és atmoszférikus nyomásviszonyok mellett használható. Nagy hőkapacitása és a vízhez hasonló hővezetése alkalmassá teszi a hűtőkörökben való használatra [20]. Hátránya az olvadék viszonylag nagy sűrűsége ( $2,3\text{ g/cm}^3$ ) és nagy viszkozitása, ezért keringetése nagyobb szivattyúteljesítményt igényel, továbbá igen korrózív és speciális ötvözetekre van szükség. A lítiumból csak a 7-es izotóp használható (mely a lítium 92%-át teszi ki), mivel a  ${}^6Li$  a reaktorban neutronot befogva tríciumot termel, ennek elkerüléséhez izotópdúsításra van szükség, vagy más sókat kell alkalmazni, mint a nátrium vagy a cirkónium fluoridja.

Az urán hasításához a ma elterjedt reaktorokhoz hasonlóan itt is termikus neutronokra van szükség, vagyis a hasadási reakcióban keletkező neutronokat moderátor közeg segítségével le kell lassítani. Erre a célra grafitömbök szolgálnak, amelyek között csatornában folyik a sóolvadék (14. ábra). A fűtőanyag csak a grafitömbök között lehet kritikus, mivel a só önmagában moderátornak nem alkalmas. A grafitot elhagyó olvadék ezután egy szeparátorba kerül, ahol hélium buborékol át rajta és eltávolítja a gáz halmazállapotú hasadási termékeket, köztük a nemesgáz kripton és a  ${}^{135}Xe$  reaktormérget. Ugyanitt ülepítéssel elválasztják a sótól a csapadékokat (főleg azokat a



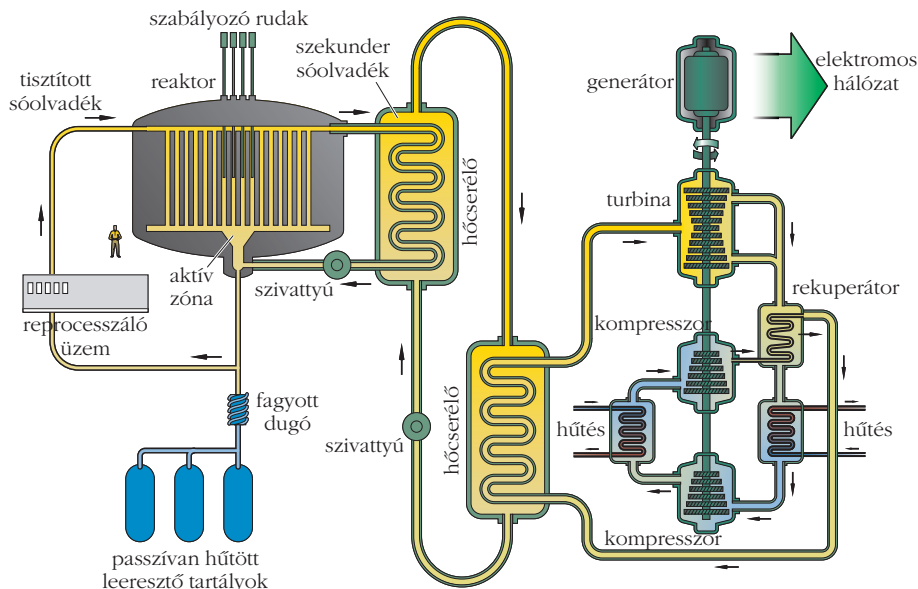
13. ábra. A gázhűtésű gyorsreaktor vázlatja. Forrás: [http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/a/ac/Gas-Cooled\\_Fast\\_Reactor\\_Schemata.svg](http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/a/ac/Gas-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)

nemesfémeket, amelyek nem alkotnak fluoridot) [21]. Az olvadék tovább haladva egy hőcserélőbe kerül, ahol energiáját egy szekunder sóolvadékos körnek adja át, majd szivattyú segítségével visszakerül a grafitos aktív zónába.

A tórium egy természetben előforduló radioaktív elem, a periódusos rendszer 90. eleme. 1828-ban fedezte fel Jöns Jacob Berzelius és a skandináv mitológiában a villámok és zivatarok istenéről, Thorról nevezte el. A tóriumnak a természetben egy izotópja fordul elő, a  ${}^{232}Th$ , amely alfa-részecskét emittálva 14 milliárd éves felezési idővel bomlik. A bomlási sor többi izotópja lényegesen gyorsabban, néhány nap alatt lebomlik, a sort a  ${}^{208}Pb$  zárja. A földkéregben a tórium gyakorisága az óloméhoz hasonló, átlagosan 9-10 ppm, mintegy 3-5-ször olyan gyakoribb az uránnál. Gazdaságosan kitermelhető készletei több millió tonnára tehető, nagy készletek találhatóak Indiában és Ausztráliában.

A tórium a reaktorban egy neutron befogásával  ${}^{233}Th$ -má alakul, amely béta-bomlással  ${}^{233}Pa$ -má bomlik, majd ez 27 napos felezési idővel további béta-bomlás következtében  ${}^{233}U$ -ná alakul. Ez az uránizotóp kiváló hasadóanyag, és hasonló hasadási tulajdonságokkal rendelkezik, mint a manapság használt  ${}^{235}U$  izotóp, de kisebb eséllyel fog be neutronot hasadás nélkül és több neutronot termel hasadásonként





14. ábra. A sóolvadékos reaktor vázlatja. A reaktor aktív zónája a grafitömbök között van. Forrás: [http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/0/08/Molten\\_Salt\\_Reactor.svg](http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/0/08/Molten_Salt_Reactor.svg)

dékot az aktív zóna és a hőcserélők között. Ez az elképzelés az utóbbi években egyre nagyobb támogatást nyert, bár még csak az elméleti tervezés szintjén tart. E tervezetnek magyar vonatkozása is van, a reaktor áramlási jellemzőit szintén a BME Nukleáris Technika Intézetében modellezték [23].

## Összefoglalás

Írásunkban áttekintettük az atomenergia főbb témaköreit, a maghasadás folyamatát, a láncreakció megvalósításának és szabályozásának lehetőségeit. Bemutattuk egy atomerőmű működésének fizikai

[22]. A tenyésztés során egy atommag hasadásakor két-három neutron szabadul fel, az egyik egy „termékeny” atomban ( $^{238}\text{U}$  vagy  $^{232}\text{Th}$ ) elnyelődve idővel új hasadóanyagot ( $^{239}\text{Pu}$  vagy  $^{233}\text{U}$ ) termel, vagyis tenyészt, a többi pedig a reaktorban jelen lévő hasadóanyaggal ütközve fenn tudja tartani a láncreakciót.

A reaktor primer körüi olvadékában 5%  $\text{ThF}_4$ -ot oldva termikus tenyésztőreaktorot kapunk, amely egy egészen új lehetőséget nyit meg. Az Oak Ridge-i kutatók szerint egy ilyen tóriumos reaktor tenyésztési tényezője 1,068 lehetne, vagyis a tenyésztés által képes lenne fedezni saját üzemanyagigényét, és egy kevés uránfelesleg is képződik. A reaktor könnyen utántölthető tóriummal, amely nem veszélyes, és önmagában az  $^{238}\text{U}$ -hoz hasonlóan hasadásra képtelen, tenyésztéssel viszont nukleáris üzemanyagként is hasznosítható, mivel  $^{233}\text{U}$  keletkezik belőle. A reaktor utántöltése során nem kell a szilárd fűtőelemeket átrakni vagy kicserélni, egyszerűen urán- vagy tóriumfluoridot kell hozzáadni az olvadékhoz, amiben az egyenletesen elkeveredik.

Ha a sóolvadékos reaktorból kivesszük a neutronok lassítására szolgáló grafitot, akkor *sóolvadékos gyorsreaktor*ot kapunk, amely a nagy energiájú neutronokkal a nukleáris hulladékok hasznosítására és hasadóanyag tenyésztésére is képes, mind  $^{238}\text{U}$ -ból, mind  $^{232}\text{Th}$ -ből, fluorid vagy klorid sók formájában. Az egyik elterjedt konstrukcióban a lítium és a tórium vagy egyéb nehézfém fluoridjának 77,5% – 22,5% arányú keverékét vizsgálják, amely 750 °C-ra melegszik a reaktorban és 16 szivattyú fogja keringetni az olva-

alapjait, valamint az atomerőművek különböző típusait, a termikus és a gyorsreaktorokat egyaránt. Ezek egy része régóta megépült vagy kereskedelmi forgalomban van, mások viszont még csak a tervezőasztalon léteznek. Fontosnak tartottuk ez utóbbiak, főleg a tenyésztőreaktorok bemutatását is, hiszen az egyre növekvő energiaigény és a fogyatkozó készletek következtében ezek közül kell majd választania az elkövetkező generációknak, ha a következő évszázadban is hasznosítani szeretné az atomenergiát. Emellett ezek jelentik a jelenlegi kutatások főbb irányvonalait is, amelynek folytatására sok atomenergia iránt érdeklődő fiatalra lesz szükség a jövőben is.

## Irodalom

- Keresztúri András, Pataki István, Tóta Ádám: Negyedik generációs reaktorok. *Fizikai Szemle* 64/4 (2014) 112–119., [http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1404/Kereszturi\\_A\\_PatakiI\\_TotaA.pdf](http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1404/Kereszturi_A_PatakiI_TotaA.pdf)
- Király Márton: Lehetséges megoldások az atomenergia-ipar jelenlegi problémáira I–II. *Fizikai Szemle* 63/4–5 (2013) 121–125., 162–166., <http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1304/FizSzem-201304.pdf> és <http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1305/FizSzem-201305.pdf>
- <http://www.ornl.gov/~webworks/cpr/y2001/pres/122842.pdf>
- Ralph Moir, Teller Ede: Tórium alapon működő, sóolvadékos föld alá telepített atomreaktor lehetősége. *Fizikai Szemle* 61/11 (2011) 365–371., <http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1111/FizSzem-201111.pdf>
- Thorium Report Committee: *Thorium as an Energy Source – Opportunities for Norway*. 2008. február, <https://www.regjeringen.no/globalassets/upload/oed/rapporter/thoriumreport2008.pdf>
- Yamaji Bogdán, Aszódi Attila: Sóolvadékos reaktorkonceptió kísérleti vizsgálata. *Nukleon VII* (2014) 161., [http://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/Nukleon\\_7\\_2\\_161\\_Yamaji.pdf](http://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/Nukleon_7_2_161_Yamaji.pdf)

Szerkesztőség: 1092 Budapest, Ráday utca 18. földszint III., Eötvös Loránd Fizikai Társulat. Telefon/fax: (1) 201-8682

A Társulat Internet honlapja <http://www.elft.hu>, e-postacímre: [elft@elft.hu](mailto:elft@elft.hu)

Kiadja az Eötvös Loránd Fizikai Társulat, felelős: Szatmáry Zoltán főszerkesztő.

Kéziratokat nem őrzünk meg és nem küldünk vissza. A szerzőknek tiszteletpéldányt küldünk.

Nyomdai előkészítés: Kármán Stúdió, nyomdai munkálatok: OOK-PRESS Kft., felelős vezető: Szatmáry Attila ügyvezető igazgató.

Terjeszti az Eötvös Loránd Fizikai Társulat, előfizethető a Társulatnál vagy postautalványon a 10200830-32310274-00000000 számú egyezményen.

Megjelenik havonta, egyes szám ára: 800.- Ft + postaköltség.

HU ISSN 0015–3257 (nyomtatott) és HU ISSN 1588–0540 (online)