



Király Márton – Radnóti Katalin

■ Energiatudományi Kutatóközpont

■ ELTE TTK Fizikai Intézet

Az atomerőművek működéséről egyszerűen, típusaik és jövőjük

Második rész

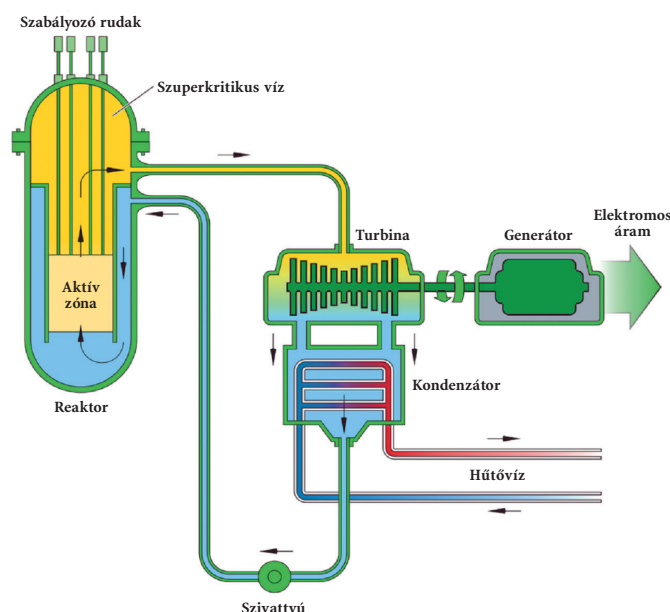
Irásunk második részében a fejlett reaktorok alaptípusainak elképzeléseit és a tenyésztőreaktorok működési alapelveit ismertetjük [1]. További fejlesztést jelent az úgynevezett SMR típus, mely kis moduláris reaktort jelent, ez a hagyományos, nagy atomerőműveknél olcsóbb, könnyebben összeszerelhető elemekből épülne fel. Erről a következő cikkben, Adorján Ferenc írásában olvashatnak.

Az atomerőművek új, „negyedik generációja”

A legújabb vízhűtésű reaktortípus, a *szuperkritikus vízhűtésű reaktor* (SCWR) a negyedik generációs elképzelések közé tartozik. Ezek a jövő új atomreaktor-fajtáit jelentik, és még csak a tervezőszalon léteznek, de az elkövetkező évtizedekben fontos szerep juthat nekik a nukleáris energiatermelésben. Ebben a típusban a kritikus pontja (374 °C, 22 MPa) felett tartott könnyűvíz egyben a moderátor és a hűtőközeg. Magas hőmérséklete és a folyékony víznél jobb hővezetése miatt nagyobb átalakítási hatások érhetőek el, a jelenlegi 35% helyett akár 45%. A forralóvízes típushoz hasonlóan ez is egykörös, vagyis a hűtővíz egyből a tur-

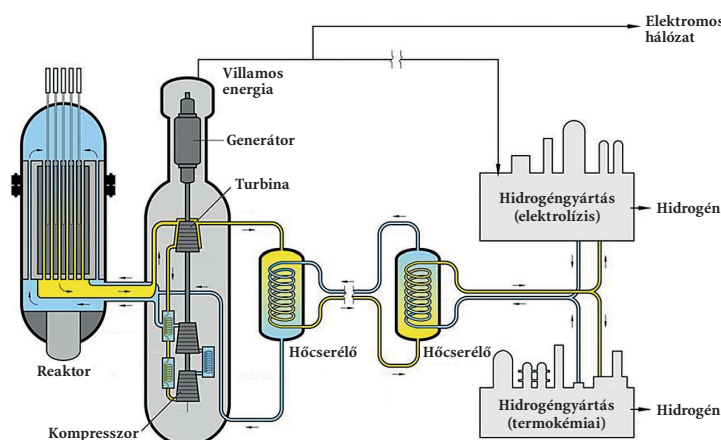
1. ábra. A szuperkritikus vízhűtésű reaktor vázlata

(<http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/5/59/Supercritical-Water-Cooled-Reactor.svg>)



binára kerül (1. ábra). A szuperkritikus víz sűrűsége kisebb a folyékony víznél, így kevésbé moderál, viszont nő a reaktor egysegteljesítménye, továbbá jobb a radioaktív hulladékok hasznosítása és tenyésztést tesz lehetővé. Mivel a cirkónium korrodálódna ilyen környezetben, ezért rozsdamentes acél üzemanyagburkolatra van szükség, aminek neutronelnyelése miatt nagyobb dúsítású üzemanyagot kell alkalmazni. A terveknek magyar vonatkozása is van, a fűtőelemek csomkjainak áramlási jellemzőit a BME Nukleáris Technika Intézetében modellezték [2].

A negyedik generációs tervek között szerepel a *nagyon magas hőmérsékletű reaktor* (VHTR = Very High Temperature Reactor) is, mely grafitmoderátoros héliumhűtésű reaktor. Az üzemanyaga állhat hagyományos kazettákból (2. ábra) vagy úgynevezett



2. ábra. A nagyon magas hőmérsékletű reaktor felépítése

(<https://inldigitalibrary.inl.gov/sites/sti/sti/4113677.pdf>)

TRISO-gömbökből, melyek urán- és tórium-dioxid vagy karbidgolyókat tartalmaznak, pirolitikus szénrel és szilícium-karbiddal több rétegben körülvéve. Ezt az elképzelést több golyós reaktor is alkalmazta már, melyekben a gömbök a reaktor aktív zónáján lassan áthaladva „kiégnek” és a zónából távozva feldolgozhatók. A nagyon magas hőmérséklet 1000 °C-ot jelent, mely ideális a termokémiai hidrogéngyártáshoz, ami a reaktor egyik fő célkitűzése [3]. Ugyanakkor ez jelentős akadályt jelent a felhasználható anyagok tekintetében, a pálcaburkolatokkal szemben a TRISO üzemanyag borítása képes elviselni ilyen magas hőmérsékletet is. Régebben Németországban épültek ehhez hasonló reaktorok, és a Dél-Afrikai Köztársaság érdeklődött az építése iránt, jelenleg Oroszország és Kína fejleszti.



A tenyésztőreaktorok

Az energiatermelés melléktermékeként keletkező radioaktív hulladék mennyisége ténylegesen nem sok az egyéb energiatermelési lehetőségekkel összehasonlítva. Ennek oka az, hogy a hasadás során milliószor akkora energia szabadul fel, mint a kémiai reakciókban. Így az energiatermeléshez felhasznált üzemanyag mennyisége is ennyiszor kevesebb, és ebből adódóan a keletkezett hulladéké is. Például a Paksi Atomerőmű eddigi működése során keletkezett hulladék egy közepes méretű tanteremben is elférne. De radioaktivitása miatt valóban nagyon biztonságos módon kell kezelni, majd elhelyezni, amire sokféle megoldás és elképzelés született.

A *tenyésztőreaktorok* lehetőséget nyújtanak a termikus reaktorok működése során keletkező kiegészítő fűtőelemek – mint nukleáris hulladék – további felhasználására. Egy tenyésztőreaktorban elérhető, 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, azonban napjainkban ismét a figyelem középpontjába kerültek. Az urán nem megújuló energiahordozó, a ^{235}U -készletek pedig a jelenlegi felhasználás és gazdaságossági viszonyok mellett mindössze 50-100 évre elegendőek, így az atomenergia fenntarthatóságának megőrzése érdekében a tenyésztőtechnológiák kerülhetnek előtérbe. Egy tenyésztőreaktorban nemcsak az urán ^{235}U -isotópját lehet felhasználni energiatermelésre, hanem a nagyobb részt kitevő ^{238}U -isotópot is. A ^{238}U egy neutron befogásával ^{239}U -isotóppá alakul, mely azután béta-bomlással ^{239}Np -isotóppá bomlik. Ebből 2,4 nap felezési idővel béta-bomlás után ^{239}Pu keletkezik, mely a ^{235}U -hoz hasonlóan termikus neutron hatására elhasad, közel ugyanakkora energia felszabadulása közben.

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, mely kiegészítő nukleáris üzemanyagokból és leszerelt atomtöltetektől származik. A gyorsreaktorok rendeltetése kettős: egyrészt villamos energiát, másrészt hasadóanyagot termelnek, tehát tenyésztőreaktorok, melyek általában a ^{238}U -t használják tenyésztésre. Mivel a gyors neutronok által kiváltott maghasadásokban átlagosan kettőnél több gyors neutron keletkezik, ezért a reaktort a következőképpen tervezték meg:

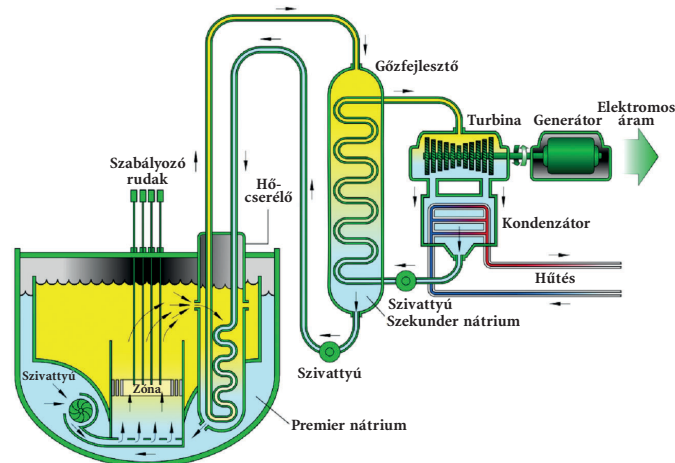
- 1 neutron biztosítja a láncreakció fenntartását ^{239}Pu vagy ^{235}U hasítása révén,
- 1 további neutron elnyelődik a ^{238}U -ban (tehát plutóniumot termel),
- a fennmaradó neutronok pedig elnyelődnek a szerkezeti anyagokban, a moderátorban, vagy kiszöknek a reaktorból.

Annak érdekében, hogy a hűtőközeg ne lassítsa le a neutronokat, ugyanakkor intenzív hőelvezetést 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- (UO_2 és 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 ezeknek jobb a hővezető képességük [4]. 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, valamint a vízhez hasonló sűrűsége miatt a keringetéséhez kis szivattyúteltjesítmény szükséges. További előnye, hogy csekély a korróziója, és csak kismértékben aktiválódik fel neutronok hatására, az aktivációs termék (^{24}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 (3. ábra). Ennek oka a nátrium közismerten heves reakciója vízzel és levegővel. A primer és a szekunder körben közel atmoszférikus nyomáson keringő olvadt nátrium hőmérséklete $550\text{ }^\circ\text{C}$ 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 forni kezd a nátrium, akkor a képződő buborékok miatt lecsökken a neutronbefogás és ez tovább növeli a teljesítményt. Ez a probléma komplex zónatervezéssel visszaszorítható. További probléma, hogy nem átlátározó, ami megnehezíti a karbantartást és ultrahangos vezérlésű eszközöket kell használni.



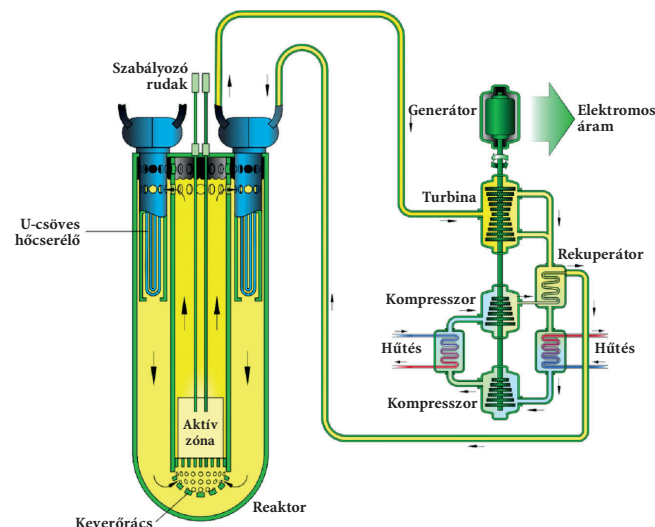
3. ábra. A nátriumhűtésű gyorsreaktor vázlatja

(http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/d/d8/Sodium-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)

Jelentős üzemeltetési tapasztalatok vannak ilyen típusú reaktorok működtetésével kapcsolatban például Franciaországban (Phénix és a Superphénix), Oroszországban (BOR-60, BN-350 és BN-600), Japánban (Joyo és Monju), az Egyesült Államokban (EBR II és Fermi I), valamint az Egyesült Királyságban (PFR); Kínában (CEFR) és Indiában (FBTR) is foglalkoznak a gyorsreaktorok fejlesztésével. Franciaországban megtervezték, de aztán nem építették meg az ASTRID nevű ipari léptékű reaktort, míg az orosz BN-800 már készen van, ahogy a kínai CFR-600 is. Indiában jelenleg is építés alatt áll a PFBR, valamint további reaktorokat terveznek Japánban (JSFR), Dél-Koreában (PGSFR) és az Egyesült Államokban (TerraPower Natrium).

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

Ólom hűtőközeg használata esetén a nyomás szintén atmoszférikus, a megengedhető üzemeltetési hőmérséklet $500\text{ }^\circ\text{C}$ alatt van. Előnye a nátriumhűtésű konstrukcióval szemben a vízzel és



4. ábra. Az ólomhűtésű gyorsreaktor vázlatja (http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/e/e7/Lead-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)

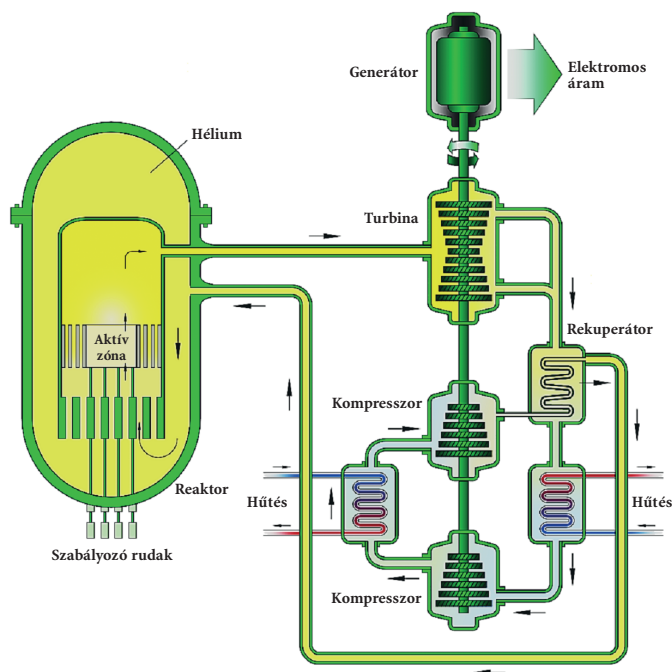
a levegővel való heves reakció kiküszöbölése. Az ólom nagy tömegszáma miatt jó árnyékolást nyújt gamma-sugárzás ellen is, a reaktor leállítása után pedig a természetes cirkuláció miatt szivattyú nélkül is tovább kering a hűtőközeg, és így az elektromos hálózatról való leszakadás esetén is el tudja vezetni a remanens hőt (4. ábra). Egy esetleges tártálytörés esetén gyorsan megszilárdul, ami 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 (max. 2 m/s) és az oldott oxigén koncentrációjától jelentősen függ, ezért erre folyamatosan ügyelni kell; különböző tisztító eljárásokra is szükség van.

Egyes esetekben az ólommal együtt bizmutot 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 °C alatt szilárdul meg, ezért a reaktort leállítás esetén is efölött kell tartani, míg az eutektikum olvadáspontja 124 °C. A bizmut alkalmazásának azonban több hátránya is van, egyrészt igen ritka elem, továbbá a reaktorban radioaktív és kémiai is mérgező polónium keletkezik belőle. A bizmut természetes 209-es tömegszámú izotópja neutronbefogás révén 210-es tömegszámú polóniummá alakul, melynek 138 nap a felezési ideje és alfa-bomló; 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 nem használják. A korróziós problémák ezeken hűtőközeg-vesztéses és zónaolvadási balesetet is okoztak. Jelenleg is terveznek azonban hasonló reaktort, Oroszország a BREST-300 ólomhűtésű és a SVBR-100 ólom-bizmut reaktor, valamint Románia és Olaszország az ALFRED nevű kísérleti reaktor építését tervezi, Belgiumban pedig megkezdődött a MYRRHA nevű részecskegyorsító kutatóreaktor építésének első fázisa.

Gázhűtésű gyorsreaktor (Gas-cooled Fast Reactor, GFR)

A hélium hűtőközegként való használata több előnnyel rendelkezik. Mivel nincs fázisátalakulás, a folyékonyfém-hűtésű típusoknál jóval magasabb hőmérséklet, közel 850 °C is elérhető, és ennek következtében nagyobb lehet az átalakítási hatások. Gyenge a moderáló képessége és nem aktiválódik fel, kémiaiilag semleges, hiszen nemesgáz, a szerkezeti elemek nem korrodálódnak. A reaktor egykörös (5. ábra), vagyis a fűtőelemeken keresztül áramló hélium közvetlenül egy gázturbinára jut, miközben állandó nyomáson visszahűl (Brayton-ciklus).



5. ábra. A gázhűtésű gyorsreaktor vázlatja (http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/a/ac/Gas-Cooled_Fast_Reactor_Schemata.svg)

A hélium alkalmazásának azonban hátrányai is vannak. Rendkívül kicsi a hőkapacitása, így nagy nyomásra és nagy térfogatáramra van szükség. Egy esetleges üzemzavar esetén 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. Hűtőközeg-vesztéses üzemzavar esetében nem elégséges a hélium természetes cirkulációja, kényszeráramlásra vagy más gázok (pl. nitrogén, argon) befecskendezésére van szükség. További kérdés, hogy a Föld héliumkészlete hány évre lesz elegendő a felhasználás jelenlegi tempója mellett.

Ilyen gyorsreaktor még nem épült, ezért nincsenek üzemeltetési tapasztalatok, viszont termikus reaktorok már működtek héliumhűtéssel. Gázhűtésű termikus reaktor épült már több országban, ilyen az Egyesült Államok (UHTREX és Fort St. Vrain), Egyesült Királyság (DRAGON), Kína (HTR-10), Németország (AVR és THTR-300) és Japán (HTTR). Jelenleg a két kínai HTR-PM működik, és Argentínában épül a CAREM. Az Egyesült Államokban (X-Energy) és az Egyesült Királyságban is tervezik egy magas hőmérsékletű demonstrációs reaktor építését.

Ennek a 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 rend-



szerek). Az európai gázhűtésű reaktor tervezése 2000-ben EU-projekt keretében indult meg, és jelenleg SafeG néven vizsgálják a megvalósíthatóságát. Ezzel párhuzamosan egy magyar-cseh-szlovák-lengyel V4G4 konzorcium – amelyet magyar részről az Energiatudományi Kutatóközpont képvisel – készíti elő az ALLEGRO kísérleti reaktor építését a közép-európai régióban, a CEA (Francia Atomenergia Ügynökség) segítségével.

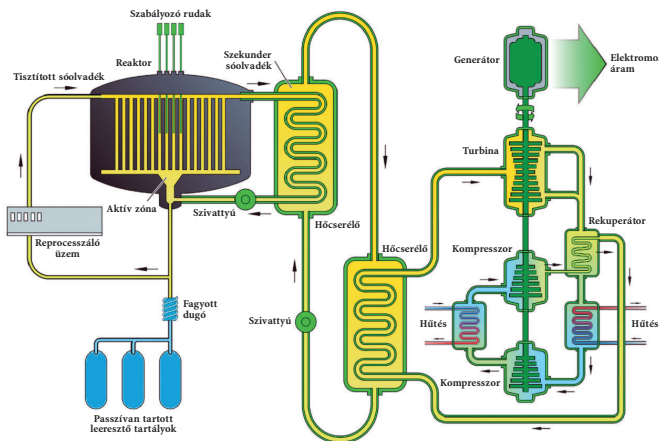
Sóolvadékos reaktorok

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 Reaktorkísérlet során fejlesztették ki 1954 és 1976 között; 2000-ben a negyedik generációs elképzelések közé sorolták. Léteznek elképzelések, melyben a sóolvadékot szilárd üzemanyag hőjének elvezetésére használnák, de az elterjedtebb koncepció szerint a sóolvadékos reaktorokban a primer körű hűtőközegben, egy fluorid alapú sóolvadékból oldva található meg az urán-tetrafluorid (UF_4) üzemanyag. A sóolvadékos nagy előnye, hogy közvetlen a hőátadás, nem falon keresztül kell a rossz hővezető kerámiatablétától a burkolaton keresztül átvezetni a hőt a hűtőközegig. Másik alapvető jó tulajdonsága az atmoszférikus nyomáson elérhető magas hőmérséklet, mellyel magasabb energiaátalakítási hatások érhetőek el vagy kapcsolt energiatermelésre teszi alkalmassá a reaktort [5].

A sóolvadékos reaktorokban általában olvadt fluoridos sókeverék található (például ${}^7\text{LiF}$ - BeF_2 - UF_4 keverék nagyjából 65–34–1 tömeg%-arányban, 30% ${}^{235}\text{U}$ -dúsítással). A só összetételétől függően 450 °C fölött olvad, olvadt állapotban közel átlátszó, forráspontja pedig 1400 °C körüli, tehát a várt üzemi hőmérséklet közelében (600–900 °C) gőztenziója alacsony, és atmoszférikus nyomásviszonyok mellett használható. Nagy hőkapacitása és a vízhez hasonló hővezetése alkalmassá teszi a hűtőkörökben való használatra. Hátránya, az olvadékos viszonylag nagy sűrűsége (2,3 g/cm³) és nagy viszkozitása, ezért a keringetése nagyobb szivattyúteltet igényel, továbbá igen korrozív, és speciális ötvözetekre van szükség. A lítiumból csak a 7-es izotóp használható (mely a lítium 92%-át teszi ki), mivel a ${}^6\text{Li}$ a reaktorban neutronot befogva tríciumot termel. Ezért 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 le kell lassítani moderátorközeg segítségével. Erre a célra grafitömbök szolgálnak, melyek között csatornában folyik a sóolvadékos (6. ábra). A fűtőanyag csak a grafitömbök között lehet kritikus, mivel a só önmagában nem alkalmas moderátornak. A grafitot elhagyó olvadékos ezután egy szeparátorba kerül, ahol hélium buborékol át rajta, és eltávolítja a gáz-halmazállapotú hasadási termékeket, köztük a nemesgáz kriptont és a ${}^{135}\text{Xe}$ reaktormérget. Ugyanitt ülepítéssel elválasztják a sótól a csapadékokat (főleg azokat a nemesfémeket, melyek nem alkotnak fluoridot) [6]. Az olvadékos továbbhaladva egy hőcserélőbe kerül, ahol energiáját egy szekunder sóolvadékos körnek adja át, majd szivattyú segítségével visszakerül az grafitos aktív zónába.

A tórium a természetben előforduló radioaktív elem, a periódusos rendszer 90. eleme. 1828-ban fedezte fel Jöns Jacob Berzelius. A villámok és zivatarok skandináv mitológia szerinti istenéről, Thorról nevezte el. A tóriumnak a természetben egy izotópja fordul elő, a ${}^{232}\text{Th}$, mely 14 milliárd éves felezési idővel bomlik, alfa-részecskét emittálva. A bomlási sor többi izotópja lényegesen



6. ábra. A sóolvadékos reaktor vázlatja, a reaktor aktív zónája a grafitömbök között van (http://upload.wikimedia.org/wikipedia/commons/0/08/Molten_Salt_Reactor.svg)

gyorsabban, néhány nap alatt lebomlik, a sort a ${}^{208}\text{Pb}$ zárja. A földkéregben a tórium gyakorisága az óloméhoz hasonló, átlagosan 9–10 ppm, mintegy 3–5-ször olyan gyakori, mint az urán. Gazdaságosan kitermelhető készletei több millió tonnára tehetőek, nagy készletek találhatók Indiában és Ausztráliában.

A tórium a reaktorban egy neutron befogásával ${}^{233}\text{Th}$ -má alakul, mely béta-bomlással ${}^{233}\text{Pa}$ -má bomlik, majd ez 27 napos felezési idővel béta-bomlás következtében ${}^{233}\text{U}$ -ná alakul. Ez az uránizotóp kiváló hasadóanyag; hasonló hasadási tulajdonságokkal rendelkezik, mint a manapság használatos ${}^{235}\text{U}$ -izotóp, de kisebb eséllyel fog be neutronot hasadás nélkül és több neutronot termel hasadásonként [5]. A tenyésztés során egy atommag hasadásakor két-három neutron felszabadul, 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 körű olvadékosában 5% ThF_4 -ot oldva termikus tenyésztőreaktort kapunk, mely egészen új lehetőséget nyit meg. Az Oak Ridge-i kutatások szerint egy ilyen tóriumos reaktor tenyésztési tényezője 1,068 lehetne, vagyis képes lenne fedezni a saját üzemanyagigényét a tenyésztés által, miközben egy kevés uránfelesleg is képződik. A reaktor könnyen utántölthető tóriummal, mely 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 tórium-fluoridot kell hozzáadni az olvadékoshoz, amiben az egyenletesen elkeveredik.

Ha a sóolvadékos reaktorból kivesszük a neutronok lassítására szolgáló grafitot, akkor *sóolvadékos gyorsreaktor* kapunk, mely nagy energiájú neutronokkal a nukleáris hulladékok hasznosítására és hasadóanyag tenyésztésre is képes, mind ${}^{238}\text{U}$ -ból, mind ${}^{232}\text{Th}$ -ból, fluorid- vagy kloridsók formájában. Az egyik elterjedt konstrukcióban a lítium és a tórium – vagy egyéb nehézfém – fluoridjának 77,5–22,5% arányú keverékét vizsgálják, mely 750 °C-ra melegszik a reaktorban, és 16 szivattyú fogja keringetni az olvadékos az aktív zóna és a hőcserélők között. Ez az elképzelés az utóbbi években egyre nagyobb támogatást nyert, bár még csak az alapvető elméleti tervezés szintjén tart. Ennek a tervezetnek magyar vonatkozása is van: a reaktor áramlási jellemzőit szintén a BME Nukleáris Technika Intézetében modellezték [7].



Összefoglalás

Írásunkban áttekintettük az atomenergia felszabadításának főbb témaköreit, a maghasadás folyamatát, a láncreakció megvalósításának és szabályozásának lehetőségeit. Bemutattuk egy atomerőmű működésének fizikai alapjait, valamint az atomerőművek különböző típusait, 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, és a kutatások folytatására rengeteg atomenergia iránt érdeklődő fiatalra lesz szükség a jövőben is.



IRODALOM

- [1] Vidovszky István: A jövő atomerőművei. Fizikai Szemle (2005) 55/4, 118–122. <http://www.fizikaiszemle.hu/archivum/fsz0504/VidovszkyI.pdf>
 - [2] Kiss Attila, Vágó Tamás, Aszodi Attila: Az SCWR-FQT tesztszakasz be- és kilépő részének CFD analízise. Nukleon (2014) 7, 169. http://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/7_3_169_KissA.pdf
 - [3] A IV. generációs atomerőművek fóruma (GIF). https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems
 - [4] Keresztúri András, Pataki István, Tóta Ádám: Negyedik generációs reaktorok. Fizikai Szemle (2014) 4, 112–119. http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1404/Kereszturi_A_PatakiI_TotaA.pdf
 - [5] Király Márton: Lehetséges megoldások az atomenergia-ipar jelenlegi problémáira I–II. Fizikai Szemle (2013) 4–5, 121–125, 162–166. <http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1304/FizSzem-201304.pdf>
 - [6] Moir, Ralph, Teller Ede: Tórium alapon működő, sóoldékony föld alá telepített atomreaktor lehetősége. Fizikai Szemle (2011) 61/11, 365–371. <http://fizikaiszemle.hu/archivum/fsz1111/FizSzem-201111.pdf>
 - [7] Yamaji Bogdán, Aszodi Attila: Sóoldékony reaktorkonceptió kísérleti vizsgálata. Nukleon (2014) 7, 161. http://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/Nukleon_7_2_161_Yamaji.pdf
- Az internetes hivatkozások letöltésének dátuma: 2023. 03. 26.
Az ábrák letöltésének dátuma: 2023. 03. 26. (Az ábrák szövegét magyarul adtuk meg.)

Adorján Ferenc

■ Országos Atomenergia Hivatal, nyugdíjas

A kisméretű moduláris atomerőművek (SMR-ek) lehetőségei a klímavédelemben

Az utóbbi években jelentős felpezsdülés volt tapasztalható a kisméretű moduláris reaktorokon (SMR) alapuló atomerőművekkel kapcsolatban: tervek, prototípusok, viták. Az SMR-ek segítségével – bizonyos feltételek teljesülése esetén – az atomenergia részaránya tovább növelhető, és ez reális lehetőséget kínál a kitűzött klímavédelmi célok elérésére. A már kidolgozott és kidolgozás alatt álló SMR-ek egyszerre célozzák meg a nukleáris energiatermelés gazdaságosságának és biztonságosságának növelését. A közelmúlt eseményei alapján úgy tűnik, hogy az Európai Unió szervei és több európai ország is támogatják, illetve érdeklődést mutatnak a téma iránt.

Bevezetés

A tavaly november végén tartott ENSZ Klímakonferencia (COP27 – Sarm es-Sejk) [1] megnyitóján az IPCC (Intergovernmental Panel on Climate Change) elnöke azt mondta: „A tudomány hangja a klímaváltozásról már nem tud élesebb, erősebb és kijózanítóbb lenni: *nem azon a pályán haladunk, amely képes korlátozni a felmelegedést 1,5 °C alatt.* Itt az ideje a közös cselekvésnek – most!”

Az IPCC 6., 2022-ben kiadott értékelő jelentése [2] bemutatta, hogy azonnal és drasztikusan csökkenteni kell az üvegházhatású gázok (ÜHG) kibocsátását (**1. ábra**), továbbá azt is, hogy globálisan a kibocsátásért döntő többségben a fejlett ipari országok energiatermelése felelős (**2. ábra**). Ebből az látszik, hogy – elsősorban – az energiatermelés forradalmi megújítására lenne szükség. Természetesen a megújuló energiák hasznosítása is attraktív

lehetőség, de ennek jelentős korlátai vannak. Ezeken kívül csak az atomenergia képes ÜHG-mentes energiatermelésre.

A 2021-ben, Glasgow-ban tartott COP26 értekezleten, az OECD Nuclear Energy Agency igazgatója egy olyan elemzés eredményeit mutatta be [3], amely szerint a 2050-re tervezett kibocsátási célok ugyan elérhetőek kizárólagosan a megújuló energiák alkalmazásával is, de ennek elfogadhatatlan (finanszírozhatatlan) költségvonzatai lennének. Természetesen a magas költségek elsősorban a járulékos tényezők, főleg a kínálat és az igények összeegyeztetése miatt lépnek fel. A bemutatott eredmények szerint a még drágának tartott atomenergia alkalmazása is a finanszírozható keretek között marad.

Ezek alapján azt látjuk, hogy sürgős váltásra van szükség az energiatermelés terén, és ez csak úgy valósítható meg, ha a nukleáris energiatermelés részarányát gyorsan és jelentősen felfuttatjuk a következő évtizedekben.