



M Ű E G Y E T E M 1 7 8 2

Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem

Vegyéssz mérnöki és Biomérnöki Kar

**Maghasadáson alapuló energiatermelés,
negyedik generációs atomreaktorok fejlesztési
irányai**

Készítette:

Bartalos Hajnalka
Horváth Attila

Budapest

2018

1. Bevezetés

Maghasadáson alapuló energiatermelésről igazán az 1950-es évektől beszélhetünk, amikor is üzembe állították a világ első közszolgálati atomerőművét az Oroszországban található Obnyinszkban. Ma körülbelül 450 atomerőmű üzemel, amelyek a világ villamosenergiaigényének 11%-át szolgáltatják. [1] Magyarországon jelenleg egyetlen atomerőmű (MVM Paksi Atomerőmű) működik, amely 4 reaktorblokkja az ország által előállított villamosenergia 50%-át, bruttó energiaigényünk pedig kicsivel több, mint kétharmadát biztosítja. [2] Hamarosan azonban elkezdődnek Paks II építkezési munkálatai, melyek előreláthatólag 2026-ban fejeződnek be, amely tovább növeli majd az atomenergia kulcsfontosságú szerepét az országban.

2. Maghasadáson alapuló energiatermelés

A nukleáris energiatermelés alapja, hogy az atomreaktorban kritikus hasadási láncreakciót tartunk fent. Hasadásra a vasnál nagyobb tömegszámú elemek hajlamosak, hiszen az ő atommagjuk kevésbé stabil. A nukleáris energiatermelésre jelenleg az ^{235}U és ^{239}Pu izotópját használják. Ehhez azonban először dúsítani kell az uránt, ugyanis a természetes urán csak 0,71%-ban tartalmazza a számunkra fontos 235-ös izotópot, amelyre ma a legelterjedtebb módszer a gázdifúziós eljárás. A folyamat során az uránt gázhalmazállapotba hozzák, majd egy szemipermeabilis membránon préselik át nagy nyomás alatt. A gázmolekulák diffúziósebessége függ a molekula tömegétől, és a kisebb tömegű molekulák könnyebben jutnak át porózus anyagokon, tehát a 235-ös tömegszámú uránizotóp nagyobb mennyiségben fog átjutni a membránon, így ott feldúsul. Ezzel az eljárással akár 33%-os dúsítás is elérhető (igaz igen lassan), azonban ez már az atombomba előállításához is elegendő lenne. Emiatt fontos, hogy ezeket az eljárásokat szigorú szabályozásoknak vessék alá. Jelenleg általában 1,5-5%-os dúsítású uránt használnak fel a különböző atomreaktorokban, azonban van olyan technológia is, amelyhez 10%-os dúsítás szükséges (Fast Breeder Reactor). Emellett léteznek egyéb módszerek is az üzemanyag előállítására, mint a centrifugális és lézeres eljárás. [3]

A hasadási reaktorokban a nehezebb atommagok egy termikus neutronnal (lassú, kis energiájú) ütköznek, amely során először összeolvadnak a neutronnal majd nagyon rövid idő alatt elhasadnak általában kettő (de lehet több is) nem egyenlő hasadási termékre. Mindeközben átlagosan 2,5 neutron keletkezik, amelyek a láncreakció fenntartását biztosítják. Fontos, hogy kritikus láncreakciót tartsunk fent, azaz éppen elegendő hasadás történjen ahhoz, hogy a láncreakció azonos sebességgel fönmaradjon. Szubkritikus láncreakcióban a hasítóképes

neutronok száma kevés a láncreakció fenntartásához, míg szuperkritikus láncreakció során hasítóképes neutronfelesleg keletkezik és nő a hasadás sebessége. Azonban az urán hasadása során gyors neutronok keletkeznek, amelyek csak igen kis valószínűséggel okoznak újabb maghasadást (nagy dúsítású urán esetén járható út lenne, azonban nagyon drága). Ennek megoldására úgynevezett moderátorokat használnak, amelyek a gyors neutronokat lelassítják és így hasításra képes termikus neutronok keletkeznek. [4]

A maghasadás során jelentős radioaktivitás keletkezik, α -, β -, γ -, valamint neutronsugárzás is előfordul. Fontos, hogy ismerjük a keletkező sugárzások pontos helyét és forrásait, hogy a megfelelő típusú árnyékolást tudjunk alkalmazni. Az alfa-sugárzás hatótávolsága kicsi, körülbelül 2-5 cm, amelyet már egy vékony papír, bőr is elnyel. A béta-sugárzás hatótávolsága is ebbe az intervallumba esik, amelyet műanyaggal, fémmel vagy üveggel szoktak árnyékolni. Talán a legismertebb sugárvédelmi anyag az ólom, amely a már nagyobb hatótávolsággal (30-150 m) rendelkező gamma-sugárzásokat nyeli el. A neutron-sugárzás hatótávolsága megegyezik a gamma-sugárzáséval, azonban a korábbi árnyékolási módszerek nem alkalmasak erre a típusú sugárzásra. Általában hidrogénben gazdag anyagokat, mint például vizet, műanyagot és betont alkalmaznak elnyelésükre. [5]

A jelenleg működő atomerőműveket négy nagy csoportba oszthatjuk. Az egyik legelterjedtebb típus a könnyűvízes reaktor, ahol a moderátor és a hűtővíz is egyaránt könnyűvíz. Ebbe a típusba tartoznak a forralóvízes és a nyomottvízes reaktorok. Pakson az utóbbi kategóriához tartozó 4db VVER-440/213 típusú reaktor található, amelyek a folyamatos teljesítmény növeléseknek köszönhetően összesen 2000 MW névleges villamos teljesítményre képesek. A második csoportot a nehézvízes reaktorok alkotják, ahol a könnyűvízzel ellentétben a moderátor és a hűtővíz is nehézvíz. Emellett léteznek még grafitmoderátoros reaktorok is, amelyeket feloszthatunk gázhűtésű és könnyűvízhűtésű reaktorra. Negyedik csoportba az egyéb reaktorok tartoznak, mint például a gyorsreaktorok, tenyésztőreaktorok illetve az atom-tengeralattjárók. Az utóbbi csoportokba jelenleg elenyésző számú üzemelő erőmű található a világban.

Az atomerőművek részletes működését a nyomottvízes reaktorokon keresztül ismertetem, hiszen egyrészt ez a típus a legelterjedtebb, illetve hazánkban is ennek a típusnak köszönhetjük az energiatermelésünk 50%-át. Ezek az atomreaktorok két részre oszthatók fel, a primer- és a szekunder körre. A primerkörben található a reaktortartály, amelyben az üzemanyagként szolgáló urán úgynevezett fűtőrúd formájában helyezkedik el, amelyet a moderátorként

használt könnyűvíz vesz körül. A primerkörü nyomás 130-150 bar, így az itt lévő 295-326 °C-os víz nem forr el (ezért nevezik nyomottvizes reaktornak). Emellett még itt megtalálhatóak az úgynevezett szabályzórudak is, amelyekkel a reaktivitást szabályozzák. Ezek a rudak többnyire bórt tartalmaznak jó neutronelnyelő tulajdonsága miatt. A láncreakciót a rudak kiemelésével, illetve lesüllyesztésével tudják szabályozni, hiszen minél jobban lesüllyesztjük, annál több neutron nyel el, illetve igaz a fordítottja is. Leálláskor vagy üzemzavar esetén ezeket a rudakat leejtik, így pillanat szerűen befagyasztják a láncreakciót. A reaktor szabályozása emellett a jelenlévő vízben oldott bórsavval történik, amelyet finomszabályozásnak hívunk. A bórsav alkalmazhatósága abban rejlik, hogy a termikus neutronokat elnyeli, miközben a ^{10}B izotóp átalakul (n,α) reakcióban ^7Li izotóppá. Emellett természetesen olyan tulajdonságai, mint a vízdoldhatósága, kémiai- és fizikai stabilitása is fontos szerepet játszanak a felhasználásában. A szekunderkör legfőbb részei a főgőzvezeték, a turbina és a kondenzátor. A szekunder körben szintén könnyűvíz található, azonban ez nem tud közvetlenül érintkezni a primerkörben található könnyűvízzel, csupán a primerkörben keletkezett hőt veszi át az úgynevezett gőzfejlesztőben. A szekunderkör nyomása csupán 40-60 bar, így az itt található víz elforr és először a nagynyomású, majd a kisnyomású turbinára kerül. A gőz meghajtja a turbinákat, amelyek a generátor segítségével áramot termelnek, amit majd a feszültségnövelő transzformátorokon keresztül a hálózatba táplálnak. A gőz ezután a kondenzátorokra érkezik, ahol újra cseppfolyós lesz az idevezetett hűtővíz (tó, folyó) hatására és a ciklus kezdődik előlről. [4]

3. Negyedik generációs reaktorok

A negyedik generációs atomerőművek kifejlesztésének céljából hozták létre a GENERATION-IV projektet. Az új típusú erőművekkel szemben számos követelményt állítottak fel, amelyek csak nagy volumenű kutatási és fejlesztési programmal érhetők el. Fontos kikötés, hogy gazdaságosak, megbízhatóak és biztonságosak legyenek mindamelllett, hogy a keletkezett hulladékok mennyiségét minimalizálják és garantálják a katonai felhasználhatatlanságot. További fontos követelmény a negyedik generációs atomerőművek fejlesztésében az üzemanyagciklus átgondolása, új típusú üzemanyagciklus kifejlesztése. A legnagyobb törekvés a nagy aktivitású hulladékok tárolásából és kezeléséből adódó problémák megoldására van. Erre is megoldást nyújthatnak a negyedik generációs atomreaktorok, hiszen már vannak megoldások, amelyekben ezeket a veszélyes hulladékokat újra fel tudják használni a jövő reaktoraiban. [6]

3.1 VHTR (Very High Temperature Reactor)

A grafitmoderátoros, héliumhűtésű reaktorok tapasztalatain alapul a fejlesztése, így gyors rendszerbe állítása várható. Villamosenergiatermelésen túl magas hőmérsékletű folyamathő előállítására szánják, pl. szénégázosítás és termokémiai hidrogéntermelés céljából. Ez a típusú reaktor termikus neutronnal üzemel, a fűtőelemciklusa nyitott, ami a fenntarthatóság szempontjából hátrányos. Üzemelhet MOX üzemanyaggal, azaz vegyes UO_2 és PuO_2 -dal. Hűtőközege hélium, ami kémiaiilag inert, neutron sugárzás hatására nem válik radioaktívvá, valamint fázisátalakuláson sem megy keresztül az erőműben. [7] A japán HTTR és a GT-MHR típusú reaktorok hasáb alakú blokkokból állnak, míg a dél-afrikai PBMR és a kínai HTR reaktorok gölyóágyas megoldású aktív zónát használnak. [8] A moderátorközeg mindkét esetben grafit, melynek nagy a termikus tehetelensége. A hűtőközeg 1000 °C körüli kilépési hőmérséklete 50% termikus hatásfokot eredményez, a hő és villamos energia termelése pedig nagy ipari létesítmények számára (pl. acél- és alumíniumgyártás) vonzó energiaforrássá teszi. A kutatások fő iránya a megfelelő üzemanyag, valamint a magas hőmérsékletnek ellenálló anyagok fejlesztése. Jelenleg Japán és Kína üzemeltet elsősorban ilyen típusú reaktorokat, de a közeljövőben további reaktorok rendszerbe állítása várható. [9] [10]

3.2 GFR (Gas-cooled Fast Reactor)

A GFR gyorsneutronnal üzemelő, héliumhűtésű, zárt üzemanyagciklusú reaktor, magas kilépési hűtőközeg-hőmérséklettel (850 °C). Közvetlen ciklusú gázturbinás rendszer kapcsolható hozzá, ami magas hatásfokú (~48%) villamosenergia-termelést tesz lehetővé. A 70 bar nyomású héliumgáz 490 °C-ról 850 °C-ra hevül. A magas kilépő hőmérséklet felhasználható pl. hidrogén-termelésre. Üzemanyaga U-Pu-karbid, kb. 20% Pu tartalommal. A kiegészített üzemanyag reprocesszálható, a hosszú életű radioizotópok, aktinidák visszavezethetők a reaktorba. A gyorsneutron-spektrum jó hasadóanyag-szaporító képességet és magas transzmutációs hatékonyságot biztosít a reaktornak. Elsődleges cél egy szaporítóreaktor létrehozása volt a fejlesztés során, így hasznosíthatók a kimerült uránt tartalmazó maradékok. Mivel nem termikus neutronokkal üzemel, így nincs szükség moderátorra. A magas hőmérsékletű reaktorokhoz képest több hasadóanyagot tartalmaz, így magasabb energiasűrűség érhető el. A GFR reaktor kielégíti a 4. generációs alapelveket és követelményeket, technológiai megvalósításához a korábbi magas hőmérsékletű gázhűtésű termikus reaktorok adatai rendelkezésre állnak. [4] [11]

3.3 SCWR (SuperCritical Water Reactor)

Az SCWR reaktor üzemelhet termikus neutronnal nyitott üzemanyagciklussal, vagy gyors neutronnal zárt üzemanyagciklussal. Különbség csak abban van, hogy termikus esetben szükséges kiegészítő moderátoranyag. Az üzemanyaga UO_2 . A víz, mint hűtőközeg a kritikus nyomása (22,1 MPa) és hőmérséklete (374 °C) felett van, így magas termikus hatásfok (~44%) érhető el. Mivel nem történik halmazállapotváltozás a hűtőközegben, ez jelentősen egyszerűsíti az atomerőmű felépítését, valamint forráskrizis sem léphet fel. A szuperkritikus víz fizikai-kémiai tulajdonságai, elsősorban korrozivitása azonban megfelelő hozzáértést igényel a szerkezeti anyagok és biztonságtechnika megválasztása esetén. A hagyományos erőművi turbinák alkalmazhatók. Tipikus paraméterei egy SCWR erőműnek az 1500 MW_e teljesítmény és a 250 bar nyomású és 5-600 °C kilépési hőmérsékletű víz. A reaktor fajlagos beruházási költsége alacsony (<1000 USD/kW_e) és nagy teljesítmény tartományban üzemképes (400-1600 MW_e). A rendelkezésre álló ismeretek mellett gyorsan kifejleszthető, az utóbbi évtizedekben 13 országban is folyt kutatás ezen a területen. Japán végzett például komoly fejlesztési munkát (SCLWR), valamint Európában is van megfelelője (HPLWR). [12] [13] [14]

3.4 SFR (Sodium cooled Fast Reactor)

A folyékony nátrium hűtésű reaktor az elnevezésének megfelelően gyorsneutronnal üzemelő, zárt üzemanyagciklusú rendszer. Alkalmazásával a természetes urán teljes mennyisége energiatermelésre hasznosítható (a ^{239}Pu révén). Az aktív zónából kilépő nátrium hőmérséklete tipikusan 530-550 °C, jó termikus hatásfokkal lehet villamos energiát termelni vele. A primerkörüi közeg nagy termikus tehetetlenséggel rendelkezik, ami biztonságot nyújt a túlmelegedés ellen. A rendszer biztonságát növeli, hogy az üzemelési hőmérsékleten a hűtőközeg csak kis mértékben párolog, így lényegében a primerkör atmoszférikus nyomáson üzemelhet. A fizikai tulajdonságainak köszönhetően a hűtőközeg elektromágneses szivattyúval áramoltatható. [15] Hátránya a nátriumnak, hogy a levegőt és a vizet teljesen ki kell zárni a rendszerből, mert reagál velük, ebben a esetben viszont nem korrozív a szerkezeti anyagokkal szemben. A ^{23}Na továbbá viszonylag kis befogási keresztmetszetű neutronokra nézve, átalakulásakor 15 órás felezési idejű béta és gamma sugárzó ^{24}Na keletkezik. Üzemelhetnek az SFR reaktorok MOX vagy kevert uránium-plutónium-cirkónium ötvözet üzemanyaggal is. Így lehetséges termikus reaktorok kiegészített üzemanyagának további hasznosítása. A 4. generációs erőművek technológiailag leginkább kifejlesztett típusa, intenzív fejlesztés folyik több országban is. Jelenleg Oroszországban, Japánban, Kínában és Indiában üzemelnek ilyen típusú reaktorok. [16] [17]

3.5 LFR (Lead-cooled Fast Reactor)

Ez a reaktortípus folyékony ólom vagy ólom-bizmut eutektikum-hűtéssel, gyorsneutronnal üzemel zárt üzemanyagciklussal. Tehát végbemegy benne az ^{238}U átalakítása plutóniummá és az aktinidák transzmutációja. Teljesítménye lehet 50-150 MW_e, amit hosszú kiegészi ciklus jellemez (10-30 év kampányhossz, kis energiaigényű hálózatokhoz); emellett létezik 300-400 MW_e teljesítményű moduláris rendszer és 1200 MW_e teljesítményű erőmű. Az üzemanyaga fém- vagy nitrid- alapú szaporítóanyagot és transzuránokat tartalmaz. A hűtőközeg 550-800 °C-os, atmoszférikus nyomáson közel természetes konvekcióval áramlik. Az említett anyagoknak relatíve alacsony olvadáspontjuk és kis neutron abszorpciós képességük van, a gamma-sugárzást elnyelik, de a neutronokat részben reflektálják. A nátriummal ellentétben nem reagálnak hevesen vízzel és oxigénnel, viszont hátrányuk, hogy a szerkezeti anyagok oxidrétegével reagálnak, nagyobb a sűrűségük és jobban kell vigyázni a fagyás elkerülésére is (rosszabb a hővezetésük). A bizmut használatát hátráltatja a tény, hogy drága, illetve a sugárzás hatására radioaktív Po izotóp keletkezhet belőle. A reaktort villamosenergia- és hőszolgáltatásra tervezik. A típusra releváns tapasztalatok az orosz atom-tengeralattjárók Pb-Bi-hűtésű reaktoraiból, illetve az Integral Fast Reactor fejlesztéseiből származnak. Az oroszok a BREST típusú gyorsreaktort fejlesztették ki (termikus hatásfoka 43%), az amerikaiak a moduláris, szállítható autonóm SSTAR rendszert, míg Európában a MYRRHA protongyorsítóval kombinált projekt ennek a technológiának a képviselője. [18] [19] [20] [21]

3.6 MSR (Molten Salt Reactor)

Az MSR termikus vagy epitermikus neutronokkal üzemelő sóolvadék-hűtésű és üzemanyagú reaktor. A reaktorban urán- és/vagy plutónium-fluoridot tartalmazó olvadt sókeverék egyszerre az üzemanyag és a hűtőközeg egyaránt. Az olvadék tulajdonságaiból (pl. alacsony gőznyomás) adódóan sokkal egyszerűbb az üzemeltetés, mint például magas nyomású gázok esetén, ahol kompresszorokra és csővezetékekre van szükség. Üzemi hőmérséklettartományuk az eutektikus fluoridsók olvadáspontjától (450 °C körül) az alkalmas szerkezeti anyagok (Ni-ötvözetek) kémiai kompatibilitási hőmérsékletéig terjed (800-850 °C). Szintén alkalmas az aktinidák átalakítására, termikus hatásfoka 40% fölött van. Az üzemanyagcsere és feldolgozás, valamint a hasadási termékek eltávolítása megvalósítható on-line módon, ami magas rendelkezésre állási lehetőséget eredményez. A fenntarthatóság szempontjából kiváló (több projektnél a tórium a fő cél üzemanyag), biztonságtechnikai szempontból pedig inherens biztonságú. Kifejlesztésük várhatóan csak 2030 körül fejeződhet be, élen jár a fejlesztésben Kína, Dánia, Japán, az Egyesült Királyság és az USA. [22] [23] [24] [25] [26] [27]

Irodalomjegyzék:

- [1] <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>
- [2] <http://atomenergiainfo.hu/magyar-atomenergetika/hazai-es-nemzetkozi-energetikai-helyzetke>
- [3] https://nuklearis.hu/sites/default/files/nukleon/nukleon1_1_pazmandi.pdf
- [4] Dr. Pátzay György: Atomenergetika és nukleáris technológia, Budapest 2011
- [5] <http://atomfizika.elte.hu/kornyfizlab/docs/ADM/index.html>
- [6] <http://www.matud.iif.hu/07jan/08.html>
- [7] Youchison, D. L. , North, M. T. , Lindemuth, J. E. , McDonald, J. M. , and Lutz, T. J. Thermal performance and flow instabilities in a multi-channel, helium-cooled, porous metal divertor module. Fusion Engineering and Design 2000, 49–50, 407–415.
- [8] Zhang, Z. , Wu, Z. , Sun, Y. , and Li, F. Design aspects of the Chinese modular high-temperature gas-cooled reactor HTR-PM. Nuclear Engineering and Design 2006, 236, 485–490.
- [9] https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2017/2017-02-20-02-21-NPES/New_folder/011_GIF_VHTR.pdf
- [10] <http://large.stanford.edu/courses/2013/ph241/kallman1/>
- [11] <http://www4vip.inl.gov/research/gas-cooled-fast-reactor/>
- [12] https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2013-09/gif_rd_outlook_for_generation_iv_nuclear_energy_systems.pdf
- [13] Maráczy, Cs. , Hegyi, Gy. , Hordósy, G. , Temesvári, E. , Hegedűs, Cs. , and Molnár, A. HPLWR zónatervezési számítások. Nukleon 2008
- [14] Buongiorno, Jacopo. The Supercritical Water Cooled Reactor: Ongoing Research and Development in the U.S. United States: N. p., 2004. Web.
- [15] <https://www.nrc.gov/docs/ML1504/ML15043A307.pdf>
- [16] http://www.sustainablees.com/asme/Shanahan_Fast_Reactors_3.pdf

- [17] <http://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>
- [18] Allen, T. R. and Crawford, D. C. Lead-Cooled Fast Reactor Systems and the Fuels and Materials Challenges. Science and Technology of Nuclear Installations 2007, 2007, 1–11.
- [19] https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2015/2015-05-25-05-29-NPTDS/Russian_Projects/28_Smirnov_Brest_on_IAEA_eng.pdf
- [20] <https://www.oecd-nea.org/science/meetings/ARWIF2004/2.03.pdf>
- [21] https://www.iaea.org/INPRO/2nd_Dialogue_Forum/MYRRHA_IAEA_INPRO_7.10.pdf
- [22] <https://www.zmescience.com/ecology/what-is-molten-salt-reactor-424343/>
- [23] https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2017-05/03_hongjie_xu_china.pdf
- [24] <https://seaborg.dk/wasteburner>
- [25] <http://nucleargreen.blogspot.hu/2010/11/more-on-ithems-business-plan-from-dr.html>
- [26] <http://www.energyprocessdevelopments.com/uploads/EPD%20MSR%20Review%20Feasibility%20Study%20July%202015%201.02.pdf>
- [27] <http://www4vip.inl.gov/research/molten-salt-reactor/d/molten-salt-reactor.pdf>