

## A sóolvadékos reaktorok

*Kirchkeszner Csaba – 2022. augusztus 23.*

A negyedik generációs atomerőművekről, valamint a kis moduláris reaktorokról (SMR-ekről) szóló mini sorozatunk jelen számában az ún. sóolvadékos reaktorok (**Molten Salt Reactors, MSR**) főbb jellemzőit és működési elvét mutatjuk be.

A sóolvadékos reaktorok alapötlete a magyar származású matematikustól és fizikustól,



**1. ábra: Wigner Jenő** (1902–1995) magyar származású Nobel-díjas fizikus, aki 1963-ban az atommagok és az elemi részecskék elméletének továbbfejlesztéséért, különös tekintettel az alapvető szimmetriaelvek felfedezéséért és alkalmazásáért<sup>1</sup> kapta a fizikai Nobel-díjat (Forrás: <https://www.nobelprize.org/prizes/physics/1963/wigner/facts/>)

*Wigner Jenő*től (1902–1995) származik. Az olvadt sóval működő reaktorok ötletét arra alapozta, hogy a nukleáris üzemanyag és a primerköri hűtőközeg között közvetlen hőátadást kellene megvalósítani. A legtöbb atomreaktorban ugyanis közvetett hőátadás van, ha például a nyomottvízes paksi reaktorokra gondolunk, akkor ott a primerköri hűtőközeg (víz) és a nukleáris üzemanyag között található a cirkóniumalapú ötvözetből készült burkolat, ami egyrészt egy fontos mérnöki gát, másrészt viszont gátolja a közvetlen hőcserét.

*Wigner Jenő* és az amerikai fizikus *Alvin Weinberg* tervei alapján elkezdődtek a sóolvadékos reaktorokkal kapcsolatos kutatások (Molten Salt Reactor Experiment, MSRE) az amerikai oak ridge-i nemzeti laboratóriumban (Oak Ridge National Laboratory, ORNL) 1954 és 1976 között. A kísérlet célja egy olyan reaktor

megépítése volt, amely olvadt fluoridokból álló elegyben oldott hasadóanyag felhasználásával működik, s képes a lakossági villamosenergia-termelésre. Az oak ridge-i sóolvadékos reaktor<sup>1</sup> 1965. június 1-jén érte el az első kritikusságot. E reaktor primerköri sóolvadéka<sup>2</sup> urán-tetrafluoridot ( $^{235}\text{UF}_4$  és  $^{238}\text{UF}_4$ ), cirkónium-tetrafluoridot ( $\text{ZrF}_4$ ), berillium-fluoridot ( $\text{BeF}_2$ ) és lítium-fluoridot ( $^7\text{LiF}$ ) tartalmazott. A reaktor teljesítményét fokozatosan növelték, amíg a reaktor elérte a maximális termikus teljesítményét (7,7 MW<sub>t</sub>) 1966 májusában. Az oak ridge-i sóolvadékos reaktor 1967 szeptembere és 1968 márciusa között hat hónapon át működött. A primer körben keringtetett sóolvadék fizikai-kémiai paramétereit (pl. összetétel, hőmérséklet) a reaktor működése során nem változtatták. A reaktor uránalapú üzemanyagot használt, az újdonságot csupán az jelentette, hogy magát a nukleáris üzemanyagot a folyékony fluorid sóelegyben oldották fel. A kísérlet révén sikerült igazolni a sóolvadékos reaktortechnológia megvalósíthatóságát, továbbá fontos tapasztalatokra tettek szert a reaktorfizikai paraméterek és az üzemeltetés tekintetében egyaránt.

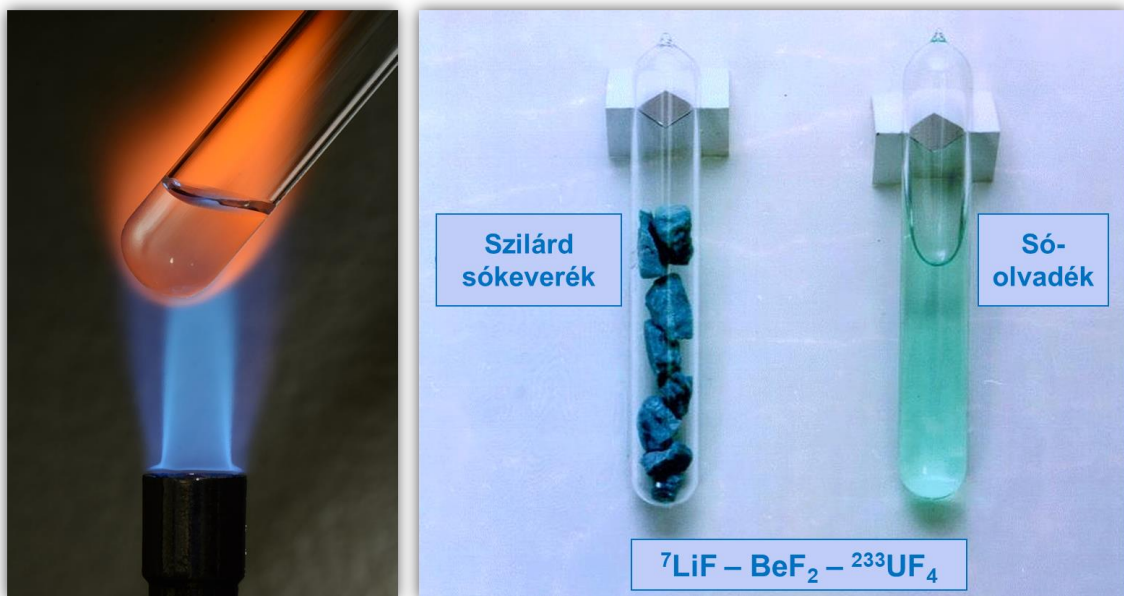
A következőkben nézzük meg a sóolvadékos reaktorok felépítését. Kezdjük a tárgyalást az igencsak egzotikusnak mondható reaktorral. Általánosságban elmondható, hogy a sóolvadékos reaktorok **primer hűtőközege fluoridalapú sóolvadék**. A sóolvadék alapvetően azt jelenti, hogy a léghőmérsékleten (szobahőmérsékleten, léghőmérsékleten)

<sup>1</sup> A reaktor történetéről, építéséről és működéséről láthatunk egy összefoglaló videót az alábbi linken: <https://www.youtube.com/watch?v=tyDbq5HRs0o>

<sup>2</sup> A sóolvadékot alkotó sók anyagmennyiség-százalékaránya rendre: 0,3 : 0,6 : 5 : 29,1 : 65 mol%.

nyomáson) szilárd halmazállapotú ionos anyagokat (sókat) igen magas hőmérsékletre melegítve (de a még jóval a forráspontjuk alatt) folyékony halmazállapotú anyagot kapunk. A mai MSR koncepciók többsége  ${}^7\text{LiF}\text{-BeF}_2$  sókeverék használatát tervezi. E sókeverék (66%  ${}^7\text{LiF}$  – 34%  $\text{BeF}_2$ ) fontosabb fizikai-kémiai tulajdonságai közé tartozik:

- magas olvadáspont (455 °C),
- közepes hőkapacitás,
- 2 g/cm<sup>3</sup> sűrűség,
- vízhez hasonló hővezető képességgel rendelkezik,
- nagy viszkozitás (a vízénél kb. 65-ször nagyobb),
- a sóolvadék feletti egyensúlyi gőznyomás (a sóolvadék tenziója) kicsi, így a primer hűtőközeg gyakorlatilag **atmoszférikus nyomású**. Tehát magát az MSR-t is lehet atmoszférikus nyomásra tervezni, a túlnyomás helyett.



2. ábra: A sóolvadékos reaktorokban elterjedten használt sókeverék

Alapvető elvárás a sókeverékkel szemben, hogy **jól oldja a nukleáris üzemanyagot és a maghasadás során keletkező izotópokat, kémiaailag stabil és a radioaktív sugárzással szemben ellenálló legyen**. Utóbbi azért is fontos, hiszen az MSR-ek esetén a hasadóanyag nem a nyomottvízes reaktorral szerelt blokkokhoz hasonló módon merül a vízbe (vagyis nem üzemanyag-kazetták formájában), hanem magába a sóolvadékba van keverve. Ennek számos következménye van: az egyik az, hogy a blokkban az üzemanyag és a hőhordozó közeg között közvetlen hőátadás valósul meg, hiszen a hűtőközeg szerepét játszó sóolvadék a nukleáris üzemanyaggal azonos fázisban van a reaktorban. Hátrány azonban, hogy elveszítünk egy fontos mérnöki gátat, az üzemanyag-burkolatot (erről később még szólnunk). A másik következmény, hogy a nyomottvízes és forralóvízes reaktoroknál ismert zónaolvadás nem következhet be, tehát a fázisátalakulás (szilárd → olvadék) következményeivel nem kell számolnunk, hiszen mind a primerköri hűtőközeg, mind pedig a hasadóanyag már eleve olvadék formában van.

A reaktor leállítása úgy történik, hogy a szabályzórudakat felülről betolják a reaktorba, ezek a láncreakciót leállítják. A szabályzórudak számára külön csatornák állnak rendelkezésre (amelyekben nincs sóolvadék). A reaktor indítása a szabályzórudak kihúzásával történik. Üzemzavar vagy áramszünet esetén (amikor a reaktorban leáll a sóolvadék keringtetése) a **3. ábrán** 6-os számmal jelölt fagyott sódugót átolvasztva a sóolvadék passzív módon (a

gravitáció által) belefolyik a biztonsági tartályokba, melyek passzív módon hűthetők. A fagyott dugó anyaga a reaktor üzemi hőmérsékleténél magasabb olvadáspontú só, melyet közvetlenül a reaktor közelében helyeznek el, így a reaktor hőmérsékletének emelkedésével hamar átolvad, a sóolvadék ezáltal leürül, kifolyik a reaktorból, és mivel a tartályokban nincs moderátor, a láncreakció magától leáll. Így az eleve olvadt zóna passzív hűtéssel megszilárdítható, és a hasadóanyagok jelentős része – legalábbis azok, amelyek nem illékonyak – a megszilárduló sókeverékbe „zárható”. A sóolvadék hűtőközeg további következménye, hogy a reaktorkonceptió lehetővé teszi a friss üzemanyag folyamatos, üzemközben (leállítás nélkül) történő beadagolását a reaktorba, ami előnye ugyan a technológiának, azonban a költségeit jelentősen növeli is. A hasadási termékek (pl. a  $^{137}\text{Cs}$ ) folyamatosan eltávolíthatók az aktív zónából, így annak radioaktivitása csökkenthető. A másik fontos előny, hogy a hasadás során keletkező illékony anyagok (pl. a xenon) szintén könnyen eltávolíthatók a sóolvadékból, így a xenonmérgezettség az MSR-ek esetén nem okoz olyan problémákat, mint a könnyűvízes reaktoroknál. A  $^{135}\text{Xe}$  (a  $^{149}\text{Sm}$  mellett) az egyik legfontosabb reaktorméreg, hiszen a nagy neutronbefogási képessége révén a neutronokat megköti, így a láncreakciót képes leállítani. A könnyűvízes reaktorok leállítását követően egy ideig még keletkezik xenon (a  $^{135}\text{I}$  bomlásából), így a reaktort csak egy bizonyos idő után lehet újraindítani. Azonban az MSR-eknél ilyen nincs, mert az illékony xenon héliummal kiűzhető a sóolvadékból, majd megfelelő adszorbensen megköthető.

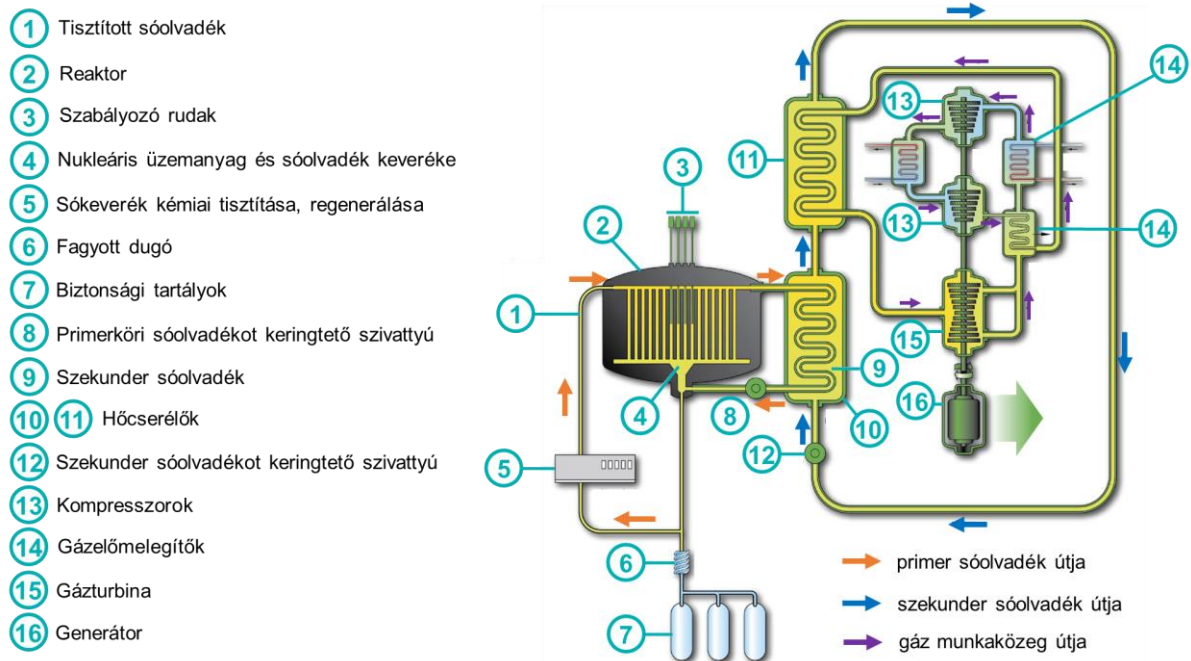
Mindezek alapján már választ adhatunk arra, hogy mit kezdünk a nyomottvízes reaktorokban a hasadási termékek visszatartásában nagy szerepet játszó mérnöki gát, az üzemanyag-burkolat hiányával. A válasz erre az, hogy az illékony hasadási termékeket a sóolvadékos reaktorból folyamatosan eltávolítjuk, vagyis egy baleset esetén ezekből jóval kisebb mennyiség található a primerkörben. A másik válasz pedig az, hogy egy hűtőközeg-vesztéses baleset (**Loss of Coolant Accident**, ún. LoCA) esetén a hűtőközeg a konténmentbe kikerülve azonnal megszilárdul, és mivel üzem közben a radioaktív anyagok eltávolítása folyamatos, a megszilárdult sóolvadékból jóval kisebb a radioaktív anyag mennyisége.

A termikus MSR-ekben szükség van a hasadás során keletkező neutronok lassítására, az ehhez használt **moderátor a grafit**. A sóolvadékos reaktorokban grafitömböket helyeznek el, melyek között kialakított csatornában áramlik a sóolvadék. A grafitmoderátort elhagyó sóolvadék nem kritikus (vagyis a grafitömbök közül kikerülő sóolvadékban a láncreakció magától leáll, az csak a grafitömbök között marad fenn), mivel a sóolvadéknak önmagában nincsenek jó neutronmoderációs sajátságai. Ez a nukleáris biztonság szempontjából különös jelentőségű. A grafitömböket elhagyó olvadék ezután kerül a kémiai tisztító és regeneráló rendszerbe, ahol eltávolítják az illékony és a nem illékony hasadási termékeket<sup>3</sup>. Ez – és mivel a sókeverék a gondosan kiválasztott alkotói miatt nem aktiválódik fel – jól mutatja, hogy nincs szükség utólagos reprocesszálásra, hiszen gyakorlatilag a reprocesszálás online megy végbe a technológia szerves részeként. Ez azt jelenti, hogy a nagyaktivitású radioaktív hulladékok kezelését az üzemeltetés ideje alatt folyamatosan kell végezni.

A **3. ábrán** megfigyelhetjük, hogy a könnyűvízes reaktorokhoz képest itt nem találunk klasszikus gőzfejlesztőt, hanem a primer sóolvadék egy hőcserélőn keresztül adja át energiáját az ún. **szekunder sóolvadéknak** (pl.  $\text{NaF-NaBF}_4$ ,  $\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3\text{-NaNO}_2$ ,  $\text{LiF-NaF-KF}$  sóolvadék). Majd ez a szekunder sóolvadék melegíti fel az ábrán 11. számmal jelölt hőcserélőben keringtetett gázt (pl. héliumot), ami meghatja a gázturbinát (15.), majd a generátort (16.). Az MSR-eknek a könnyűvízes reaktoroknál jóval magasabb a primerköri

<sup>3</sup> Az illékony és közepesen illékony izotópok eltávolítása a legtöbb koncepció szerint vákuumdesztillációval vagy héliummal történő kiűzéssel és csapdázással történik. A protaktínium és egyéb lantanida, akinida izotópok kivonására redukív fémes extrakciót (kinyerést) használnak, melynek során folyékony bizmuttal történik az elválasztás.

előremenő hőmérsékletük (500–750 °C), így termikus hatásfokuk is magasabb. A magas üzemi hőmérséklet elősegíti az ún. gázkörfolyamat (*Joule-Brayton-ciklus*) alkalmazásának lehetőségét, és ennek magasabb a hatásfoka, mint a hagyományos gőzös körfolyamatoknak. Ennél is nagyobb előny azonban, hogy mivel a gyakorlatban a Joule-Brayton-ciklusra épülő gázkörfolyamat esetén nem szokás hűtést (negyedik hűtőkört) alkalmazni, így az erőmű külső hűtésére, vagyis folyóra/hűtőtóra/hűtőtoronyra nincs szükség, így a sóolvadékos reaktorok száraz, meleg, sivatagos környezetben is jól alkalmazhatók (épp ezért ezért tervezi Kína is több ilyen reaktor belső Kínába történő telepítését).



3. ábra: A sóolvadékos reaktor elvi felépítése

A nagy hatásfok, a magas előremenő hőmérséklet, a sóolvadék kedvező nukleáris biztonsági tulajdonsága (nem moderál), a hasadványok és hasadási termékek folyamatos eltávolíthatósága és az atmoszférikus (közeli) nyomás alkalmazhatósága alapján, valamint azon okból, hogy az erőmű külső hűtésére nincs szükség, úgy tűnhet, hogy a sóolvadékos reaktorok összességében több előnnyel rendelkeznek, mint hátránnyal. A valóban sok előny mellett, **az egyik legnagyobb kihívást a sóolvadékos reaktorok esetén a korrózió jelenti.** Különös figyelmet kell fordítani a reaktortartály, a primerköri csővezeték és a szivattyúk szerkezeti anyagainak megválasztására. Saválló acél nem használható, mert annak oxidrétegét, a króm(III)-oxidot a sóolvadék oldja, majd a krómmal (és egyéb hasonló reakcióképes fémekkel) klorid- és fluoridsókat képez, vagyis a saválló acél ilyen közegben korrodálódik. Az MSR-ek sóolvadékkal érintkező berendezéseihez tehát olyan fémötvözetekre van szükség, melyekben a reaktív fémek koncentrációja minimális, a nikkeltartalom pedig magas. A króm diffúziójának csökkentése érdekében az ötvözetbe molibdént is adnak. Az MSR-ekhez tervezett ötvözet például a *Hastelloy N* ötvözet (71% nikkal, 16% molibdén, 7% króm, <5% vas). A sóolvadékos reaktorokkal kapcsolatos másik alapvető követelmény a víz kizárása a primerkörből, ugyanis a víz a sóolvadékkal robbanást idézhet elő.

A sóolvadékos reaktorkonceptiók között vannak olyanok, melyeket uránalapú, s vannak olyanok, melyeket tóriumalapú üzemanyagokkal kívánunk működtetni. A természetben a legnagyobb mennyiségben megtalálható tóriumizotóp a  $^{232}\text{Th}$ , ami egy neutron befogásával  $^{233}\text{Th}$ -má alakul, mely rövid felezési idővel (kb. 22 perc)  $^{233}\text{Pa}$ -má



(protaktíniummá) alakul, ami ha nem fog be több neutronot, akkor 27 napos felezési idővel  $^{233}\text{U}$  izotóppá alakul. A  $^{233}\text{U}$  pedig egy alkalmas nukleáris üzemanyag, melynek hasadása során átlagosan 2,5 neutron keletkezik. Ezek egy része tovább viszi a láncreakciót, egy másik részét befogja egy  $^{232}\text{Th}$ . A tóriummal kapcsolatos előnyök a következők:

- a  $^{232}\text{Th}$ -nak jóval nagyobb a neutronbefogó-képessége, mint a  $^{238}\text{U}$ -nak;
- a  $^{233}\text{U}$  hasadásával felszabaduló neutronok száma nagyobb, mint a könnyűvízes reaktorokban használt  $^{235}\text{U}$ -nak (úgy mondjuk, hogy a  $^{233}\text{U}$ -nak termikus tartományban nagyobb a neutronhozama), így a tenyésztéshez (a  $^{233}\text{U}$  „gyártásához”) nem szükséges gyorsreaktor, elegendő a termikus reaktor is<sup>4</sup>;
- kisebb mértékű a radiotoxicitás, hiszen kevesebb plutónium és másodlagos aktinida keletkezik;
- egy jó tóriumos sóolvadékos reaktor a könnyűvízes reaktorokban keletkező nagy aktivitású, hosszú felezési idejű radioizotópok mindössze 1%-át termeli;
- a tóriumkészletek legalább 600 évre elegendőek, a tórium ugyanis az uránál legalább négyszer-öttször gyakoribb;
- a tóriumot egyszerűbb bányászni, mint az uránt és a kitermelése során keletkező meddő kevesebb radioaktív izotópot tartalmaz;
- mivel a tórium felezési ideje 14 milliárd év (és ez körülbelül háromszorosa a  $^{238}\text{U}$ -nak és 20-szorosa a  $^{235}\text{U}$ -nak), friss üzemanyagforrásként még kevésbé radioaktív, mint a nyomottvízes reaktorokban használt uránalapú friss üzemanyag.

Ma már a világ több országában is terveznek és építenek demonstrációs céllal sóolvadékos reaktorokat. Kína például 2021 júliusában mutatta be egy kereskedelmi célú, tóriumos sóolvadékos reaktor terveit, melynek első, 2 MW-os prototípusát Wuwei-ben építették meg. Ebben a reaktorban a hűtőközeg és az üzemanyag szerepét is a sóolvadék tölti be, hiszen a sóolvadékba keverik bele a tóriumot mint nukleáris üzemanyagot (és első indításnál a primer neutronforrásként szolgáló  $^{233}\text{U}$ -t). A demonstrációs célú sóolvadékos reaktor tesztelését 2021 szeptemberében kezdték meg. Kína 2030-ra egy 373 MW-os sóolvadékos reaktorral szerelt erőművi blokk építését tervezi. Az orosz sóolvadékos reaktorok elméleti fejlesztése és tervezése már az 1970-es évek második felében elkezdődött a Kurcsatov Intézetben. Mindezen háttérrel is felhasználva Oroszország 2019. november 28-án jelentette be, hogy a Zheleznogorsk Bányászati és Vegyikombinát területén sóolvadékos reaktort épít, az erőmű építése ideje várhatóan 5–7 év.

Összességében elmondható, hogy a sóolvadékos reaktorok számtalan előnnyel rendelkeznek a most üzemelő könnyűvízes reaktortípusokhoz képest, és – különösen vegyészeti szempontból – egy igazán elegáns és lenyűgöző technológiát testesítenek meg. Mindezek ellenére hátrányokat és kihívásokat is tapasztalunk, és minden bizonnyal ennek köszönhető, hogy ma ilyen reaktor kereskedelmi üzemben még nem működik, hanem még mindig a nyomott, könnyűvízes reaktorok terjedésének lehetünk szemtanui.

\*\*\*\*\*

**Ez volt az Elemző percek sorozatunk 124. tagja.**

---

<sup>4</sup> A tenyésztés azt jelenti, hogy a reaktorban több  $^{233}\text{U}$  hasadóanyag keletkezik, mint amennyi elfogy. Ennek forrása a tórium, amely neutronbefogással, majd további (jellemzően két) radioaktív bomlások révén  $^{233}\text{U}$ -ná alakul.