

Fizikai Szemle

MAGYAR FIZIKAI FOLYÓIRAT

A Matematikai és Természettudományi Értesítőt az Akadémia 1882-ben indította
A Matematikai és Physikai Lapokat Eötvös Loránd 1891-ben alapította

LXI. évfolyam

11. szám

2011. november

TÓRIUM ALAPON MŰKÖDŐ, SÓOLVADÉKOS, FÖLD ALÁ TELEPÍTETT ATOMREAKTOR LEHETŐSÉGE

Ralph W. Moir, Teller Ede[†]

Lawrence Livermore Nemzeti Laboratórium, California, USA

Jelen cikk az egyre fogyatkozó fosszilis tüzelőanyagok és az üvegházhatású gázok által okozott környezeti problémákra kínál megoldást a manapság használt uránnál sokkal nagyobb mennyiségben előforduló tórium energetikai hasznosítását javasolva. LiF és BeF₂ olvadt sókeverék minimális viszkozitású elegyében oldott tórium-fluorid használatát javasoljuk, egy kevés ²³⁵U- vagy ²³⁹Pu-fluorid segítségével indítva be a folyamatot. Magát a reaktort 10 méterrel a föld alá építve képzeljük el, ahol a keletkező hasadványokat is lehetne tárolni. A grafit pótlásával, vagy a teljes zóna időnkénti cseréjével és a folyékony üzemanyag átirányításával az erőmű akár 200 évig is működhetne a hasadóanyag pótlása, vagy a keletkező hulladékok elszállítása nélkül. A technológia előnyei között említendő a nagy mennyiségben rendelkezésre álló üzemanyag és annak terroristáktól való védelme, mivel ez fegyvergyártásra alkalmatlan; a kedvező gazdasági és biztonsági jellemzők, mint például a föld alá telepítés, amely csökkentheti a lakossági aggodalmakat is. Célunk egy kis méretű, tórium alapon üzemelő reaktor-prototípus építésének elősegítése.

Megjelent a *Nuclear Technology* folyóiratban 2005 szeptemberében a 334-340. oldalakon. Fordította Király Márton, BME vegyészmérnök MSc hallgató. A cikket a szerző engedélyével közöljük.

Ez a kutatás az USA Energiaügyi Minisztériuma és a California Egyetem által üzemeltetett Lawrence Livermore National Laboratory együttműködése keretében készült a W-7405-Eng-48 jelű szerződésnek megfelelően.

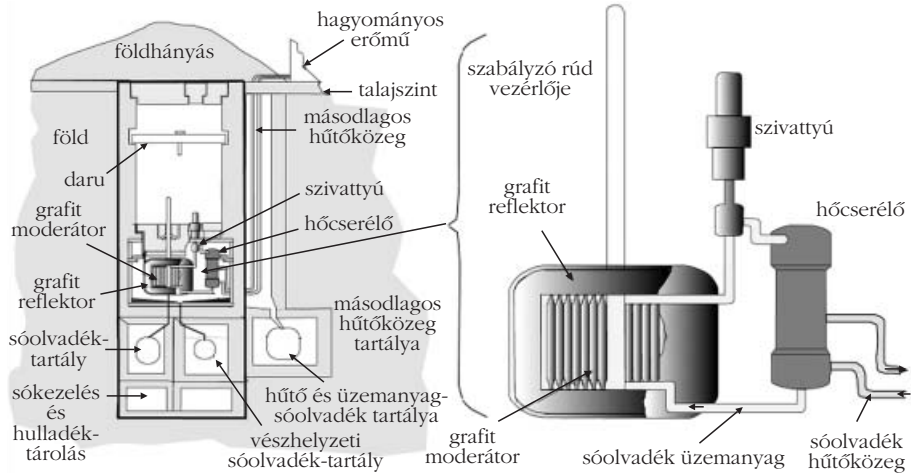
Az erőmű terve

Írásunk több létező nukleáris technikai vonást ötvöz. Új kombinációját javasoljuk a nukleáris fegyverkezés megakadályozásának, a föld alá telepítésnek, a mérsékelt elválasztásnak és a hosszú távú, mégis ideiglenes hulladéktárolásnak. Mindegyik ötlet az erőmű gazdaságosságát, terrorista akcióktól való védettségét és a jelenleg ismert készletek megvédését igyekszik elősegíteni annak érdekében, hogy az atomenergia a IV. generációs terveknek megfelelően jelentősen elterjedhessen.

A sóolvadékos tórium reaktor alkalmazását javasoljuk, amelyben a folyékony, olvadt állapotú sók fűtőanyagként és hűtőközegként is működnek. A sóolvadékos reaktor feltalálói E. S. Bettis és R. C. Briant voltak, kifejlesztését pedig az Oak Ridge Nemzeti Laboratóriumban végezték A. Weinberg vezetésével [1]. A jelenleg javasolt reaktor is a Sóolvadékos Reaktor Kísérleten (Molten Salt Reactor Experiment) alapul [2–4], amely 1965 és 1969 között üzemelt ugyanitt¹, 7 MW termikus teljesítménnyel (*1. ábra*). Az olvadt elegy fő komponensként ~70 mol% LiF-ot és 20 mol% BeF₂-ot tartalmazott, továbbá emellett 8 mol% ThF₄-ot, 1 mol% ²³⁸U- és 0,2 mol% ²³⁵U-fluoridot, UF₄ és UF₃ formában

¹ Több tízezer oldalnyi részletes kutatási napló érhető el az Oak Ridge-i kísérletről (1958–1976) féléves jelentések formájában az interneten: <http://www.energyfromthorium.com/pdf/> (a fordító megfigyzése).

($UF_3/UF_4 \geq 0,025$).² Ezt az elegyet 560 °C körüli hőmérsékleten vezették a reaktorba, ahol ~700 °C-ra hevült a hasadási reakciók következtében, mindvégig közel atmoszférikus körülmények között. A tartály, a csövek, a szivattyúk és a hőcserélők mind nikkel-ötvözetből készültek³ [5, 6]. Az olvadt sók gőznyomása ezen a hőmérsékleten is igen alacsony (<10 kPa), és a várható atmoszférikus forráspont nagyon magas (~1400 °C). A hő a hőcserélőkön keresztül adódott át a szekunder, nem radioaktív, nem radioaktív, hagyományos erőmű a föld fölött található. Az erőmű sok egysége nem látszik, a rajz csupán illusztráció. 30 év üzemeltetés után újabb aktív zónák létrehozása szükséges, amelynek egyik lehetséges módja a grafit cseréje.



1. ábra. Az sólvadékkal működő atomerőmű föld alá telepített nukleáris egységének rajza [7]. Az erre települő, nem radioaktív, hagyományos erőmű a föld fölött található. Az erőmű sok egysége nem látszik, a rajz csupán illusztráció. 30 év üzemeltetés után újabb aktív zónák létrehozása szükséges, amelynek egyik lehetséges módja a grafit cseréje.

A fluidum közepes, 0,5 m/s-os sebességgel cirkulált 5 cm átmérőjű csövekben, amelyek a teljes reaktortérfogat 10–20%-át tették ki a néhány méter magas grafitömbök között.

A felsorolt anyagok közül csak a grafit éghető, és az is viszonylag lassan ég. A víz és a levegő bejutását a sólvadékba minimalizálni kell a korrózió visszaszorítása végett, mivel a jelen lévő anyagok oxidációs állapotai alacsonyak. Baleset esetén az üzemanyag passzívan elválasztható a grafitól, egyszerűen a sólvadék elvezetésével egy tartályba, így akadályozva meg, hogy a bomlási hő tovább melegítse a grafitot.

A grafit lassítja le a gyors neutronokat, amelyek a hasadási reakcióban keletkeznek. A lassú neutronok újabb hasadást és újabb neutronokat eredményeznek, így tartva fenn a láncreakciót. Egy ^{232}Th atommag befog egy lassú neutronot, ^{233}Th keletkezik, amely 22 perces felezési idő után béta-bomlással ^{233}Pa -má alakul. A ^{233}Pa 27 napos felezési idővel béta-bomláson keresztül ^{233}U izotóppá alakul, amely egy további lassú neutronnal képes a maghasadásra és újraindítja a ciklust. A reakciót a 2. ábra mutatja be. Figyeljük meg, hogy a kör nem tartalmaz ^{235}U -t, amely csak a folyamat elindí-

tásához szükséges. Ennek eredményeképpen drasztikusan lecsökken az igény a bányászott urán iránt.

A folyamatot indító töltet lehet bányászott és ^{235}U -ban dúsított urán (~3500 kg szükséges 1000 MW elektromos teljesítmény esetén). Alternatíva lehet még a hagyományos atomerőművek kiegészítő tüdőanyaga, főleg annak ^{239}Pu tartalma.⁵ A ^{239}Pu transzurán elemként a radioaktív hulladékokban található, amelyek megfelelő elhelyezése tetemes pénzbe kerül. Az erőmű működése során a ^{235}U és a transzuránok fokozatosan elhasadnának és a ^{233}U fokozatosan termelődne, amely jobb üzemanyag, mint a ^{235}U , mivel a hasadásra nem vezető termikus neutronbefogás ennél az izotópnál fele olyan gyakori.

Javaslatunk egyik fontos sajátossága, hogy legalább 10 méterrel a föld alatt képzeljük el a radioaktív anyagok és a reaktor elhelyezését, míg az elektromos erőmű a föld fölött található és a forró, de nem radioaktív sólvadékkal üzemel. A reaktor hőtermelő zónája minimális emberi közreműködéssel és fűtőelem-pótlással működhet évtizedeken át. A föld alatti kiképzés három lehetséges módja; az alagútás, a mélyfúrás és a felszíni ásás közül [8] a felszíni ásást és utólagos betakarást tartjuk a legjobb megoldásnak, ahogy az az 1. ábrán is látható. A föld alá telepítés légbalesetek esetén is megakadályozhatná a környezet radioaktív szennyezését. A 10 méter vastag beton és a fölé hordott földréteg elég a legtöbb tárgy megállítására. Ki-

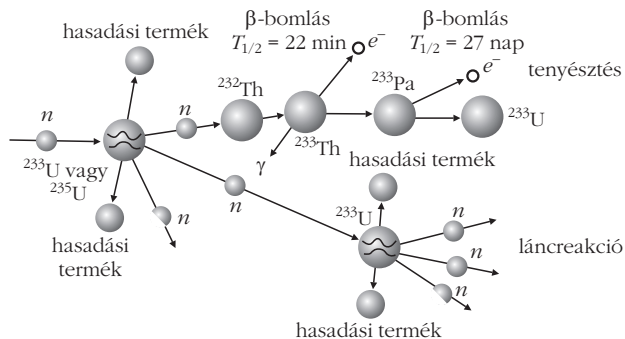
² A Be és Li keverék helyett inkább Na és Zr fluoridok használatát javasolnánk a berillium és a lítiumból keletkező trícium veszélyeinek csökkentése érdekében.

³ Valószínű, hogy az összes komponens lecserélhető lenne nikkelről szén-alapú anyagokra, így emelve meg az üzemi hőmérsékletet és ezzel lehetővé téve egy héliumturbina (~900 °C) alkalmazását a hagyományos gőzturbinák helyett, vagy hidrogént lehetne termokémiai úton előállítani (~1050 °C). Egy kisebb kutatási program megvizsgálhatná ezen magas hőmérsékletű alkalmazások megvalósíthatóságát.

⁴ A szekunder körben keringő keverék lehetne NaBF_4 és NaF olvadt keveréke. Más anyagok is szóba jöhetnek a tervezési követelményeknek megfelelően, mint az alacsony olvadáspont a befagyás elkerülése végett.

⁵ Új reaktorok indításához használható a már meglévő reaktorokban termelt ^{235}U egy részének kivétele fluorinációval, ebben az esetben indítótöltetre (urán vagy plutónium) sincs szükség, csak kezdeti neutronforrásra. Ez a folyamat azonban lassú, mivel csak kis mennyiség vehető ki egyszerre leállítás nélkül. Becslések szerint úgy 8 évre van szükség egy működő reaktorból egy új indításához szükséges mennyiségű ^{235}U összegyűjtéséhez. Az USA jelenleg négy nagy reaktor indításához elegendő stratégiai ^{235}U készlettel rendelkezik (a fordító megjegyzése).

Forrás: C. W. Forsburg and L. C. Lewis (1999-09-24): Uses For Uranium-233: What Should Be Kept for Future Needs? ORNL-6952 (Oak Ridge National Laboratory, USA). <http://moltensalt.org/references/static/downloads/pdf/ORNL-6952.pdf>.



2. ábra. A tenyésztési reakció bemutatása: a tórium egy neutron befogásával két lépésben átalakul a hasadóanyaggá, ^{233}U -ná, amelynek hasadása átlagosan 2,5 neutron eredményez (ezt jelzik az ábrán a „fél neutronok”).

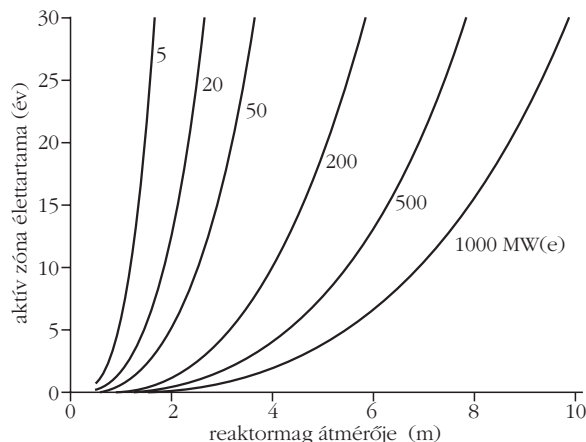
küszöbölne a tornádók és terrorista támadások jelentette veszélyt is. Baleset esetén a szokásos biztonsági konténmenten felül jobban elszigetelné a radioaktív anyagokat. A 10 méter mély telepítés kompromisszum anyagokat. A biztonság növelése és az építési költségek között. Reményeink szerint ez a telepítési mód mindössze 10%-kal növelné meg az építési költséget.

A '60-as években működött sóolvadékos reaktornak egyik nagy előnye, hogy több keletkező hasadványt könnyen el lehetett távolítani. Hélium áramoltatásával a gázok (Kr és Xe) egyszerűen kibuborékolnak az elegyből, majd a héliumtól elválasztva egy tartályban bomlanak tovább. A nemesfémek és a félnemesfémek kicsapódnak.⁶ Az újonnan tervezett reaktorokban ez a megoldás a légnemű termékek elvételére ismét felhasználható lehetne. A kicsapatási eljárást jelentősen fel lehetne javítani centrifugák és szűrők alkalmazásával az ellenőrizetlen kicsapódás helyett. A többi hasadási termék, mint a ritkaföldfémek (Sm, Pm, Nd, Pr, Eu, Ce) és az alkáliföldfémek két vagy háromértékű fluoridokat képeznek, amelyek oldódnak a sókeverékben, így szeparálásukat elég akár 30 évente elvégezni. Ezen elemek felhalmozódása csekély hatással van a neutronokra és az elegy kémiai tulajdonságaira, (például korróziós hajlam). Hosszabb távú vizsgálatok szükségesek ezek felderítésére és pontos felmérésére.

A legtöbb hasadvány 30 évnél rövidebb felezési idővel rendelkezik. Ezek a rövid élettartamú hasadványok az erőmű területén tárolhatók és ellenőrizhetők akár évszázadokig is, miközben veszélyességük legalább három nagyságrenddel csökken a radioaktív bomlás miatt. Három elem izotópját azonban szeparálni kell a hosszú élettartam miatt: ^{99}Tc (210 000 év felezési idő, 20 barn⁷ neutronbefogási keresztmetszet, 23 kg/GW(e)·év), ^{129}I , (1,6 millió év, 30 barn, 3,8 kg/GW(e)·év) és a ^{135}Cs (2,3 millió év, 9 barn, 34 kg/GW(e)·év). Új megoldásokat kell találni ezen rövid (≤ 30 év felezési idő) és hosszú életű ($\gg 30$ év felezési idő) hasadási termékek elválasztására.

⁶ Az itt felmerülő nemes- és félnemesfémek: Zn, Ga, Ge, As, Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, In, Sn, Sb. A félnemesfém kifejezés itt azt jelenti, hogy nem alkotnak fluoridokat, hanem elemi formában csapódnak ki az olvadékból.

⁷ 1 barn = 10^{-24} cm².



3. ábra. Az aktív zóna élettartama az átmérő függvényében. A grafit mállását mutatja be a kimeneti elektromos teljesítmény széles skálája mellett.

Hosszabb idejű üzemeltetés után, amely akár 30 év is lehet, a grafitömbök mállása miatt a reaktort le kell állítani (3. ábra). Az itt vizsgált jellemzők [4, 9]: 30 év üzemeltetési idő, 10 méter átmérőjű aktív zóna és 1000 MW elektromos teljesítmény, a neutronfluencia $3 \cdot 10^{26}$ n/m² 50 keV-nél nagyobb energiájú neutronokra és 3%-os mállás 750 °C-on 85%-os erőművi kihasználtság esetén. A robotika gyors fejlődése miatt a grafit cseréje gyors és olcsó művelet lehet. A másik élettartam-meghatározó tényező a korrózió. Amikor a reaktor lelkét adó grafitmoderátor helyreállításra vagy cseréjére szorul, a sóban oldott üzemanyagot folyékony állapotban el lehet vezetni a reaktorból. Ekkor ki lehet cserélni a korrodálódott alkatrészeket és szeparálni lehet az olvadt sóból a megmaradt bomlástermékeket redukív extrakció segítségével, így csökkentve a nem kívánatos neutronabszorpciót. Ezen műveletek elvégzése után a sóban oldott üzemanyagot egyszerűen vissza lehet vezetni a reaktorba, akár évtizedekkel hosszabbítva meg az erőmű élettartamát. A főtömeget kitevő anyagok (lítium-, berillium- és tórium-fluoridok) akár több száz évig is kitartanak, mielőtt nukleáris reakciók során más elemekké alakulnának.

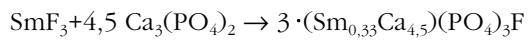
Ez a folyamat addig ismételhető, ameddig csak létezik az erőmű, amely fenntartása és üzemeltetése szempontjából leginkább egy gáthoz hasonlítható, de még annál is kisebb a várt környezeti terhelés. A hasadványokat az üzem területén biztonságosan lehetne elválasztani és tárolni, vagy akár elszállíthatóak egy végleges tárolóba. Szerintünk a radioaktív anyagok tárolását célszerűbb lenne az erőmű területén megoldani, egyrészt mivel a komplexum már önmagában is a föld alatt helyezkedne el, másrészt az erőmű biztonságáról úgyis gondoskodni kellene.

Az erőmű teljes leszerelése esetén gondos tervezést igényelne, hogy egy új, végleges tároló kialakítása és a veszélyes anyagok elszállítása, vagy a létező telephely biztonsági megerősítése lenne célravezetőbb és olcsóbb. Elképzelésünk szerint csak gyengén radioaktív anyagokat kell majd az erőműbe szállítani és minimalizálnánk az erősen radioaktív anyagok elszállítását, így csökkentve a balesetek és terrorista akciók

veszélyét. Egy következtetés nyilvánvaló: egyre fontosabbá válik a radioaktív anyagok gyakorlati hasznosítása, például nyomjelző anyagokként, így kovácsolva tőkét egy potenciális veszélyforrásból.

Hulladékkezelés szubsztituált fluorapatit felhasználásával

A hulladékkezelés lehetséges formája egy természetesen előforduló ásvány, a $\text{Ca}_5(\text{PO}_4)_3\text{F}$ fluorapatit formájában történhet, amelyben az afrikai őreaktor aktinidáit is megtalálták. Ez a kis oldhatóságú ásvány nagyban hasonlít a fogzománchoz. Ha például a hasadványként keletkező szamáriummal helyettesíthetjük a kalciumot:



A reakció eredménye egy kerámiaszerű por, amely tömbökké olvasztható hosszú távú tárolás céljára az erőmű területén vagy a hulladéklerakóban.

Előnyösebb lenne a hulladékot még a tömörebb, fluorid formában szállítani, majd ezt az átalakítást a végleges tároló helyén elvégezni, mivel a reakció után megnő a hulladék szállítandó tömege és térfogata. A raktározott fluorid sókat összeolvasztva, folyékony formában lehetne a szállító konténerekbe tölteni, az elemi kénhez hasonlóan, majd a tárolás helyén a sóolvadékból állíthatnák elő a szubsztituált fluorapatit tömböket. Amennyiben az erőművön kívüli végleges tárolás mellett döntenének, úgy az sóolvadékos technológiához szükséges tárolókapacitás a Yucca Mountainhoz hasonló nukleáris lerakókban legalább 10-szer, de akár 100-szor kisebb lenne, mint az egyszer használt könnyűvízes erőművi hulladék esetén, hiszen jóval kisebb a hulladék remanens hője.

Biztonság

A sóolvadékkal működő reaktort úgy tervezték, hogy reaktivitásának negatív hőmérsékleti együtthatója legyen. Ez azt jelenti, hogy az üzemi hőmérséklet fölé emelkedve gyorsan csökken a reaktor teljesítménye, amely a biztonságos üzemeltetés egy fontos és egyben szükséges eleme. A sóolvadékos reaktor ebben a tekintetben kifejezetten jó – kicsi a többletreaktivitása, mivel viszonylag sűrűn kell friss tóriummal ellátni, és magas a konverziós tényező, amely automatikusan helyettesíti az elhasznált fűtőanyagot. Az üzemanyagpótlás elmaradása biztonsági kockázatot nem jelent, mivel a reaktivitást korlátozza a jelen lévő üzemanyag kiégése. A kis mértékben megnövekvő reaktivitást az üzemanyagpótlás időleges leállításával lehet kompenzálni. A jelenlegi reaktorok mintegy 20% fölös reaktivástartalékkal üzemelnek. Szabályozó rudak és reaktormérgek segítségével kell nemcsak az esetleges baleseteket megelőzni, hanem magát a biztonságos és stabil üzemelést fenntartani. A sóolvadékos reaktornál a szabályozó rudak csak a

mintegy 2%-os reaktivástöbblet kompenzálására szolgálnak, amely az elegy indítás utáni felmelegítéséhez szükséges (azaz a negatív hőmérsékleti együttható leküzdéséhez). Vagyis a reaktorban egyszerre csak a láncreakció fenntartásához szükséges mennyiségű fűtőanyag van jelen.

A légnemű bomlástermékeket folyamatosan eltávolítják és nyomás alatti tartályokban tárolják. Összehasonlításképpen a hagyományos reaktorokban ezek a gázok felgyülemlenek a cirkónium fűtőelem csövekben, ezzel nyomásnövekedést és esetleges további problémákat okozva. Egy előre nem látott baleset esetén a bomlástermékek üzemeltetés közbeni eltávolítása sokkal kisebb lehetséges radioaktív kibocsátással fenyeget.

A bomlástermékek kijutását megakadályozó megszokott három gát itt egy negyedikkel is kibővül. Az elsődleges tartály és csőrendszer a lecsapoló és tároló tartállyal együtt alkotja az első gátat. Ezek vészleállítás és szivárgás esetére beépített tartalék tartályokkal és egyéb biztonsági berendezésekkel vannak körülvéve, így alkotva a második gátat. A harmadik gátat a reaktort körülvevő konténment adja. A negyedik gát a föld alá telepítéssel valósítható meg. Ez egy extra „gravitációs gát”, amely segíti az elszigetelést, mivel minden kikerülő anyagnak 10 métert kellene fölfelé haladnia, mielőtt elérhetné a felszínt.

Baleset vagy szivárgás esetén a radioaktív anyagok a föld alatt maradnának elszigetelve. Az ezután kis mennyiségben termelődő remanens hőt a hőcserélők akár passzívan is el tudnák vonni. A passzív hőelvonás használható lehetne a tárolt bomlástermékek hűtésére is, hővezető csövek segítségével.

A kezdeti üzemanyag és a hőcserélőben keringő segédanyag mennyisége kevesebb mint fele a többi tenyésztőreaktor-típushoz képest, mint például a folyékony fémmel hűtött gyorsreaktorok esetén. Ez abból adódik, hogy a gyorsreaktorokhoz szükséges kritikus tömeg jóval nagyobb, mint a termikus reaktoroknál, ezzel csökkentve az olvadt só esetén a kezdeti fűtőanyagigényt.

Üzemanyag-ciklus utólagos feldolgozás és fegyvergyártás nélkül

Egy ilyen típusú reaktor indításához a tórium mellett 20%-os dúsítású urán szükséges, 1000 MW (elektromos) teljesítményű reaktor esetén összesen mintegy 3,5 tonna ^{235}U -ra, 14 tonna ^{238}U -ra és 110 tonna tóriumra van szükség. A kis dúsítás miatt könnyebb a kezdeti uránt védeni, mivel ez atomfegyver előállításához további dúsítás nélkül alkalmatlan. Fontos melléktermékként keletkezik egy kevés ^{232}U , amely $(n, 2n)$ majd (γ, n) lépésekkel keletkezik a ^{235}U -ból. A ^{232}U erősen radioaktív és szokatlanul erős a bomlást kísérő gamma-sugárzás (2,6 MeV), amely megnehezíti az ezzel való visszaélést és megkönnyíti annak detektálását. Egy ^{232}U -t tartalmazó bomba nagyon radioaktív lenne és veszélyt jelentene annak készítőire is.

Az urán 20%-os dúsításról indul, majd ez a reakció során fog, így soha nem lesz közvetlenül használható fegyverkezésre.⁸ A ²³⁸U-ból képződő ²³⁹Pu a reaktorban elég gyorsan magasabb tömegszámú izotópokká alakul, így az is rossz kiindulási anyag lenne.⁹ A keletkező termékek védelme így is szükséges, de kevésbé fontos. Ezen ciklus előnye, hogy az üzemanyag 80%-a a reaktorban képződik és az erőműbe szállított üzemanyag nem használható fegyverkezésre.

A konverziós arány¹⁰ 0,8-ról indul és 30 évnyi üzemeltetés után 0,77-re csökken [4]. Egy mai 1000 MW (elektromos) könnyűvízes erőműnek¹¹ mintegy 5700 tonna bányászott uránra van szüksége a 30 évnyi üzemeléshez. Egy ugyanilyen teljesítményű sóolvadékos reaktor 75%-os kihasználtság esetén mindössze 17 tonna tóriumot, 3,8 tonna ²³⁸U-t és 6,7 tonna ²³⁵U-t használna, amelyhez mintegy 1500 tonna bányászott uránra lenne szükség.¹² Ezzel az uránfelhasználásra vonatkozó aggodalmunk negyedére csökkenhet a mai reaktorokhoz képest, míg a tóriumfelhasználás elhanyagolható az ismert készletekhez képest.

Példánkban az erőműbe beszállított nehéz atommagok 14%-a hasadt el 30 év alatt.¹³ Ha bele vesszük

⁸ 15 év üzemeltetés után az uránizotópok megoszlása a következő lenne: 0,02% ²³²U, 8% ²³⁵U, 2% ²³⁴U, 4% ²³⁵U, 3% ²³⁶U és 83% ²³⁸U

⁹ 15 év üzemeltetés után a plutóniumizotópok megoszlása a következő lenne: 7% ²³⁸Pu, 36% ²³⁹Pu, 21% ²⁴⁰Pu, 15% ²⁴¹Pu és 20% ²⁴²Pu.

¹⁰ Konverziós arány = ²³⁵U és hasadó Pu-izotópok képződési sebessége / hasadóanyagok fogyásának sebessége

¹¹ Egy könnyűvízes reaktor fűtőanyag-szükségletének nagyságrendi becslése:

$$\frac{1000 \text{ MW(e)} \cdot 0,75 \cdot 365 \frac{\text{nap}}{\text{év}} \cdot 30 \text{ év} \cdot 5\%}{0,32 \frac{\text{MW(e)}}{\text{MW(h)}} \cdot 50000 \frac{\text{MW nap}}{\text{tonna}} \cdot 0,45\%} = 5700 \text{ tonna}$$

bányászott urán 30 év alatt (itt az (e) az elektromos a (h) a hőteljesítményre utal). Ez 200 év alatt 38 000 tonna bányászott uránt jelent.

Nehéz atommagok hasadása:

$$\frac{1000 \text{ MW(e)} \cdot 235 \text{ ate} \cdot 1,67 \cdot 10^{-27} \frac{\text{kg}}{\text{ate}} \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \frac{\text{s}}{\text{év}}}{0,32 \frac{\text{MW(e)}}{\text{MW(h)}} \cdot 195 \cdot 10^6 \text{ eV} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \frac{\text{J}}{\text{eV}}} = 1240 \text{ kg}$$

évente.

Hasadási arány 1,24 tonna · 30 év · 0,75/5700 tonna = 0,49%.

A szükséges bányászott urán egy sóolvadékos reaktor indításához 3,5 tonna ²³⁵U/0,0045 = 780 tonna. Az alternatív ciklus indításához 2,8 tonna ²³⁵U/0,0045 = 620 tonna bányászott urán szükséges.

¹² 6,7 tonna ²³⁵U/0,0045 = 1500 tonna bányászott urán szükséges, ahol az urán 0,7%-os ²³⁵U tartalma 64%-os határfokkal dúsítható.

¹³ Nehéz atommagok hasadása:

$$\frac{1000 \text{ MW(e)} \cdot 233 \text{ ate} \cdot 1,67 \cdot 10^{-27} \frac{\text{kg}}{\text{ate}} \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \frac{\text{s}}{\text{év}}}{0,43 \frac{\text{MW(e)}}{\text{MW(h)}} \cdot 195 \cdot 10^6 \text{ eV} \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \frac{\text{J}}{\text{eV}}} = 915 \text{ kg}$$

évente.

Hasadási arány = 30 év alatt elhasadt atommagok száma osztva az összes nehéz atommaggal:

$$\frac{915 \text{ kg} \cdot 0,75 \cdot 30 \text{ év}}{110000 \text{ kg Th} + 32400 \text{ kg } ^{238}\text{U} + 7900 \text{ kg } ^{235}\text{U}} = \frac{20600 \text{ kg}}{150300 \text{ kg}} = 13,7\%$$

30 évet és 75%-os kihasználtságot feltételeztünk minden esetben, így a kapott eredmények összehasonlíthatók. A hasadóanyag-felhasználás így 0,75 · 915 = 690 kg/év.

az 1500 tonna uránt, mely a dúsítás során visszamaradt, akkor ez az arány 1,3%. Ez összehasonlítható a manapság alkalmazott, az uránt nyílt üzemanyagciklusban felhasználó technológiák 0,5%-os arányával, a 11. lábjegyzet számításai szerint.

Alternatív üzemanyagciklus

Ha a későbbi sóolvadékos reaktorok működtetését a tiszta ²³²Th–²³³U ciklus felé tolják el, akkor ezzel a konverziós arány az 1-hez közelít, és a bányászott urán utáni kereslet nagyságrendekkel csökkenhet vagy akár meg is szűnhet. A ciklus indításához csak ²³⁵U és tórium-fluoridok szükségesek a sóolvadékban.¹⁴ A tórium elnyelne a neutronokat és ²³³U-t termelne. Bár ez az üzemanyag erősen radioaktív, kémiai szeparáció után közvetlenül felhasználható atomfegyverekben, így ez ellen különleges intézkedésekkel kell védekezni. Meg kell akadályozni a protaktínium szeparálását, mivel az közvetlenül ²³³U-ná bomlik az előbbieken említett erősen radioaktív és könnyen detektálható ²³²U „γ-tüske” nélkül.

Ezen ciklus nagy előnye, hogy a reaktor saját üzemanyagát állítja elő, így indítás után nem kell az erőműbe fegyverekben felhasználható anyagokat szállítani. Ezzel megszűnhet az igény urán további bányászatára akár több száz évre, bár a grafitot időnként cserélni kell [4]. Egy mai reaktor 200 év alatt 38 000 tonna bányászott uránt használna el, míg egy sóolvadékos reaktornak ²³⁵U-nal és tóriummal indítva mindössze 600 tonna bányászott uránra volna szüksége az elején.¹¹ Ezen 200 év alatt 137 tonna tórium hasadna el¹⁵ és a hasadási arány uránra és tóriumra együtt 18% lenne.

Már kis mennyiségű hasadóanyag kivétele esetén is leállna a reaktor, ezzel is csökken az illetéktelen kezekbe kerülés veszélye. Az üzemanyag kivételét a reaktorból csak az erőmű dolgozói tudnák elvégezni, mivel ez nem fér össze a normális üzemeléssel. Egyértelmű, hogy folyamatos üzemeltetésre van szükség. Így anyagkivétel észrevétel nélkül csak hosszú idő alatt, kis mennyiségek elvételével lehetséges.

A reaktorok üzemeltetésének kézben tartására tovább szigorított nemzetközi biztosítéki egyezményekre és ezek teljes betartására van szükség az ellenőrzési eljárások és a technikai eszközök területén. Kis méretű kamerákra és adó-vevőkre lenne szükség annak biztosítására, hogy a reaktor minden pontján nyomon követhető legyen annak működése. Nem egy-

¹⁴ Az indításhoz szükséges ²³³U előállítása történhet akár részecskegyorsítók vagy termonukleáris fúzió által termelt neutronokkal tóriumot besugározva, amennyiben ezek a technológiák megvalósulnak. Ez a módszer, vagy a jelenlegi reaktorok elhasznált üzemanyagának feldolgozása szükségtelenné tenné további urán bányászatát, ellenben fegyverkezési és biztonsági kérdéseket vet fel, amelyeket meg kell oldani.

¹⁵ Nehéz atommagok hasadása 200 év alatt = 0,915 tonna/év · 0,75 (kihasználtság) · 200 év = 137 tonna. Hasadási arány 200 évre = (137 tonna tórium) / (620 tonna bányászott urán + 137 tonna tórium) = 18%.

szerű feladat a jelentősebb mennyiségű atomfegyver-alapanyag gyártás lehetőségének kizárása, ezért ezen anyagok nyomon követése mellett az információknak is könnyen hozzáférhetőnek kell lennie. Ennek a nyíltság politikájának részét kell képeznie, amelynek fokozatosan teret kell nyernie, így biztosítva a világ stabilitását. Ezen nyitás megvalósítása nyilvánvalóan nem lesz könnyű, de talán jobb világot teremthet a többi alternatívával szemben.

Gazdasági versenyképesség

Gazdasági célunk, hogy alacsonyabb legyen a termelt villamos energia átlagos ára az erőmű élettartama alatt mint egy fosszilis tüzelőanyagot felhasználó erőmű esetén. Születtek olyan tanulmányok, amelyek szerint lehetséges, hogy egy sóolvadékos reaktor olcsóbb elektromos energiát termeljen, mint egy szén alapú erőmű vagy egy könnyűvízes atomerőmű [4, 12]. Több oka van a vártan alacsonyabb költségeknek: kis nyomás, alacsony üzemeltetési és karbantartási költség, fűtőelemgyártás hiánya, könnyű üzemanyag-kezelés, kis mennyiségű hasadóanyag, több blokk telepíthető egy telephelyre, megosztva az infrastruktúra kiépítésének költségeit, továbbá nagy teljesítményű erőmű építhető. A föld alá telepítés költsége nyilvánvalóan további vizsgálatokat igényel, de valószínűleg nem fogja jelentősen lerontani a technológia versenyképességét.

Miért nem fejlesztették még ki a sóolvadékos technológiát?

Ha egy sóolvadékkal működő reaktor ilyen nagy előnyökkel bír, joggal merülhet fel a kérdés, hogy miért nem fejlesztették még ki a szükséges technológiai hátteret az elmúlt 30 évben? Több évtizeddel ezelőtt heves verseny folyt a reaktorok méretének és teljesítményének növelésére a kevés akkor ismert uránkészlet ellenére, így próbálva meg fedezni a világ ugrásszerűen növekedő energiaigényét. A verseny két nagy esélyesre korlátozódott: a folyékony fém hűtésű gyorsreaktorra – amely az ^{238}U – ^{239}Pu cikluson alapult – és a ^{232}Th – ^{233}U alapon működő termikus sóolvadékos reaktorra. A gyorsreaktornak nagyobb volt a tenyésztési tényezője, több neutron keletkezett egy hasadásban és kisebb volt a nem kívánt neutronelnyelés, ezzel megnyerte a versenyt. Ezen tény és a kísérleti reaktorok számának gazdasági okokkal összefüggő csökkentése szolgáltak érvként a sóolvadékos technológia kifejlesztésének leállítására ahelyett, hogy megtartották volna azzal párhuzamosan, mint lehetséges alternatívát. Szerintünk ez megbocsátható vétek volt.

Ennek eredményeképpen nem sok fejlesztés történt ezen a területen az elmúlt 30 évben. Mint később kiderült, jóval nagyobb uránkészleteket találtak, mint azt korábban képzelték, az elektromos energia felhasználása pedig nem nőtt olyan ütemben, mint

ahogy várták. A magas tenyésztési tényező később nem bizonyult olyan fontosnak. Ismét rájöttek, hogy egy tóriummal működő reaktor előnyösebb lehet, mivel indítás után nincs szükség további hasadóanyagra, csak a tórium pótlására, mivel a hasadóanyagát a reaktor maga állítja elő.

A IV. generációs reaktortípusok közé hat új, tervezett reaktortípus került, köztük a sóolvadékos elgondolás is. Mindemellett egy Továbbfejlesztett Üzemanyag Ciklus Kezdeményezés (AFCD) nevű program is indult a reaktorok hasadási termékeinek elválasztására és recirkuláltatására.

Szükséges fejlesztések és következtetések

Végső soron úgy hisszük, hogy egy kis méretű prototípus építése lenne szükséges egy új, gazdaságilag elfogadható atomerőmű típus kifejlesztése érdekében. Az sóolvadékos alkalmazása lehetővé teszi szokatlanul kis méretű reaktorok építését, amelyen keresztül tanulmányozható lenne a várható üzemi hőmérséklet, energiasűrűség, áramlási sebesség, és lehetővé válna a technológia méretnövelése. Egy 10 MW, vagy akár 1 MW (elektromos) teljesítményű tesztreaktor is lehetővé tenné az olyan fontos kérdések tanulmányozását, mint például a grafit mállása, az energiasűrűség és a korrózió. A kutatás és fejlesztés támogatására lenne szükség olyan területeken, mint a felhasználható anyagok, ezek várható élettartama, a keletkező hulladékok és szeparálásuk, amelyekre azonban nincsen szükség a prototípus megvalósításához és üzemképességéhez.

Íme néhány a szükséges elvégzendő kutatások közül: szükséges olyan új nikkeltövezet kifejlesztése, amely ellenáll a tellúr okozta töredezésnek, amelyet az Oak Ridge-i reaktornál megfigyeltek. Amennyiben a szénszál alapú kompozitok sikeresek lesznek, úgy ez a korróziós kérdés háttérbe szorulhat. Könnyen megvalósítható extrakcióra van szükség a két- és háromértékű fluoridok, elsősorban a ritkaföldfémek kinyerésére, amellyel a fűtőanyag-keverék felhasználhatósága 30 évről akár 200 évre is meghosszabbítható. Vizsgálni és demonstrálni kell egy ideiglenes és egy hosszú távú hulladékkezelési formát minimális aktinoida-átvitel mellett, előbbire a folyékonyan tartott fluoridokat, utóbbira a szubsztituált fluorapatitot javasoljuk. Ez a megoldás – a hulladék hőtermelésétől függően – akár két nagyságrenddel is csökkentheti a szükséges végleges tárolókapacitást. Szükség lenne a passzív hőelvonás alkalmazhatóságának és gazdaságosságának tanulmányozására a hasadványok tárolása esetén. Újabb tanulmányokra van szükség a sóolvadékos technológia fosszilis tüzelőanyagokkal szembeni versenyképességének igazolására. Ezen programok megvalósításhoz kevesebb, mint 1 milliárd dollárba lenne szükség, valamint előre láthatólag évi 100 millió dollár működési költségre. Ezáltal egy nagyon nagy léptékű stratégia hozható létre az atomenergia alkalmazására a fejlődő országok bevonásával, még a következő évtizedben.

Irodalom

1. H. G. MacPherson: The Molten Salt Reactor Adventure. *Nucl. Sci. Eng.* 90(1985) 374.
2. P. N. Haubenreich, J. R. Engel: Experience with the Molten-Salt Reactor Experiment. *Nucl. Appl. Technol.* 8(1970) 118.
3. M. Perry: Molten-Salt Converter Reactors. *Ann. Nucl. Energy* 2(1975) 809.
4. J. R. Engel, H. F. Bauman, J. F. Dearing, W. R. Grimes, E. H. McCoy, W. A. Rhoades: Conceptual Design Characteristics of a Denatured Molten-Salt Reactor with Once-Through Fueling. ORNL/TM-7207, Oak Ridge National Laboratory (July 1980).
5. C. W. Forsberg, P. F. Peterson, P. S. Pickard: Molten-Salt-Cooled Advanced High-Temperature Reactor for Production of Hydrogen and Electricity. *Nucl. Technol.* 144(2003) 289.
6. P. F. Peterson: Multiple-Reheat Brayton Cycles for Nuclear Power Conversion with Molten Coolants. *Nucl. Technol.* 144(2003) 279.
7. K. Furukawa, K. Mitachi, Y. Kato: Small MSR with a Rational Th Fuel Cycle. *Nucl. Eng. Des.* 136(1992) 157.
8. F. C. Finlayson, W. A. Krammer, J. Benveniste: Evaluation of the Feasibility, Economic Impact, and Effectiveness of Underground Nuclear Power Plants. ATR-78 (7652-14)-1, The Aerospace Corporation, Energy and Transportation Division, Aerospace (May 1978).
9. R. C. Robertson et al.: Conceptual Design Study of a Single-Fluid Molten-Salt Breeder Reactor. ORNL-454, Oak Ridge National Laboratory (1971).
10. S. M. McDevitt, Argonne National Laboratory, Private Communications (2002).
11. D. Lexa: Preparation and Physical Characteristics of a Lithium-Beryllium Substituted Fluorapatite. *Metall. Mat. Trans. A* 30A(1999) 147.
12. R. W. Moir: Cost of Electricity from Molten Salt Reactors. *Nucl. Technol.* 138(2002) 93.

GAMMAKITÖRÉSEK

A gammakitörések felfedezése

1963-ban a Szovjetunió, az Amerikai Egyesült Államok és Nagy-Britannia képviselői Moszkvában aláírták a Nemzetközi Atomcsend Egyezményt¹ (Nuclear Test Ban Treaty), amely megtiltja a nukleáris robbantási kísérleteket a légkörben, a világűrben és a víz alatt.² Ezen egyezmény ellenőrzését az Egyesült Államok a Vela műholdakkal végezte.

A programot 1959-ben indították el, viszonylag csekély költségvetéssel. A hat Vela Hotel műhold űrbéli robbantások után kutatott, míg az Advanced Vela a földi robbantások megfigyelését is végezte. A légköri atom- vagy hidrogénbomba-robbanás a másodperc töredékéig tartó villanást hoz létre a gammasugárzás tartományában. A műholdak milliszekundumos felbontásban figyelték a jelenségeket, így több műhold együttes megfigyelése esetén a forrás térbeli helyzete egyszerű háromszögletes módszerrel meghatározható volt. Nukleáris bomba robbanását a röntgensugárzás jelzi, amelyet a gamma- és neutrondetektorok megfigyelése erősített volna meg. A Hold túloldalán való robbantást például közvetlenül nem észlelték volna a Vela műholdak, de a robbanás által hirtelen felvert radioaktív port az aktivált atommagok gammasugárzását megfigyelve tudták volna azonosítani.

Roy Klebesadel, a Los Alamos Scientific Laboratory munkatársa (aki a Vela műholdak építésében is részt vett) elemezte a megfigyelt adatokat. Kiválogatta azokat a megfigyelési eredményeket, amelyek biztosan nem nukleáris robbanást jeleztek. 1972-ben I. Strong, Klebesadel és R. Olsen értékelte ki ezeket az adato-

Balázs Lajos, MTA KTM Csillagászati Kutatóintézete
Horváth István, Zrínyi Miklós Nemzetvédelmi Egyetem
Kelemen János, MTA KTM Csillagászati Kutatóintézete

kat. Összesen 16 olyan eseményt találtak, amelyek bizonyosan nem földi, szoláris vagy lunáris eredetűek voltak. Ebből az eredményből született meg az első gammakitörés-észlelés.

A kitörések „fénygörbéi”

Amíg a csillagászatban előforduló legtöbb, időszakosan felvillanó forrásnak jellegzetes a fénygörbéje (a tipikusan gyors fényességnövekedést fokozatos halványulás követi, mint például a növőknál és szupernövőknál), a gammakitöréseknél ez igen különböző. Nincs két olyan kitörés, amelynek fénygörbéje hasonlítana egymásra. Ellenkezőleg, csaknem összes megfigyelhető tulajdonságukban különböznek: a megfigyelhető emisszió időtartama milliszekundumtól néhány percig is eltarthat, lehet egyetlen, vagy akár több intenzitáscsúcs is, a csúcsok lehetnek szimmetrikusak, vagy gyors fényességnövekedést lassú csökkenés követhet. Néhány kitörést egy gyenge, rövid intenzitásnövekedés, az úgynevezett előfutár esemény előz meg, amelyet (néhány másodperc, esetleg perc múlva) egy sokkal erősebb követ. Egyes kitörések fénygörbéje rendkívül kaotikus, minden felismerhető szerkezetet nélkülöz.

Jöllehet néhány fénygörbét megfelelően választott, egyszerű modellel reprodukálni lehet, eddig nem tudták megmagyarázni, hogy miért van ekkora különbség az egyes görbék között (I. ábra). Napjainkig sok osztályozási rendszert javasoltak, de ezek gyakran pusztán a fénygörbék megfigyelhető tulajdonságain alapultak, és nem mindig vették tekintetbe a kitöréseket létrehozó objektumok közötti fizikai különbségeket. A kitörések megfigyelhető időtartamának eloszlása jellegzetesen „kétpúpú”, ami azt sugallja, hogy alapvetően két csoport létezik: a „rövid” kitöréseké, amelyek átlagos időtartama 0,3 s, illetve a „hosszúaké”, amelynél a kitörés átlagos időtartama 30 s. Mindkét csoportban az időtar-

A cikk elkészítését az OTKA K077795 téma támogatta.

¹ Az egyezményről: http://en.wikipedia.org/wiki/Comprehensive_Nuclear-Test-Ban_Treaty

² A teljes szöveg: <http://www.ctbo.org/fileadmin/content/treaty/treatytext.tt.html>