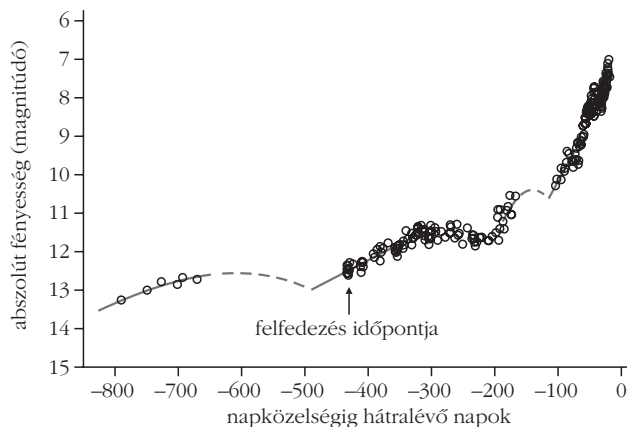


hogy mérete nem haladta meg az 500 métert. A Lovejoy a már említett Kreutz-féle napsúrolók közé tartozott, így korábban is járt igen közel a Naphoz. Mivel akkor nem semmisült meg, eleve szilárd belső szerkezettel bírt, felszíne pedig már keményre éghetett. Így fordulhatott elő, hogy a Lovejoy két héttel a napközelség előtt még csak 14-15 magnitúdós volt, amit az ISON már legalább fél évvel korábban elért. Mégis, a napközelségük előtti órákban nagyjából ugyanolyan fényesek voltak, a Lovejoy magja pedig a perihélium után további 2-3 napig bírta, mígnem az árapályerők okozta szerkezeti gyengülések miatt végleg szétoszlott.

Az ISON-üstökös végül nem váltotta be a hozzá fűzött reményeket, ám utolsó óráit emberek milliói kísérték figyelemmel az interneten keresztül, és amikor már a szétesés jeleit mutatta, rengetegen szurkoltak neki, hogy túlélje a Nap tüzes poklát. Igazi globális közönségi esemény volt az ISON napközelsége, amely nagyszámú, a csillagászathoz gyengén kötődő, abban kevésbé járatos érdeklődőt is megmozgatott. Szakmai szempontból rendkívül hasznos volt az üstökös, sokat tanultunk és tapasztaltunk az Oort-felhőből érkező és a napsúroló üstökösökről is, miközben a műkedvelők és ér-



3. ábra. Az üstökös abszolút fényességének változása 2011. szeptember 30-a és 2013. november 10-e között. A hullámzó fényesedés a kisméretű, az Oort-felhőből először érkező üstökösök sajátja (Z. Sekanina, 2013).

deklődők számára kétségkívül komoly csalódást jelentett a fél eget átszelő, vagy legalább 10-20 fokos csóva elmaradása. Valahol azonban már biztosan közeledik felénk a következő, tényleg nagy látványt nyújtó üstökös, csak ki kell várnunk az érkezését.

NEGYEDIK GENERÁCIÓS REAKTOROK

Keresztúri András, Pataki István, Tóta Ádám

MTA Energiatudományi Kutatóközpont, Reaktoranalízis Laboratórium

2000-ben az Egyesült Államok kormányának kezdeményezésére létrejött a Generation-IV International Forum (GIF) olyan új típusú, negyedik generációs atomerőművek nemzetközi együttműködésben történő kifejlesztésére, amelyek az akkori elképzelések szerint 2025-2030 körül állhatnak majd üzembe. Azóta közel 14 év telt el. Emiatt – a jelenlegi típusok felváltásának szükségességén, a kitűzött célokon, az egyes típusok egymáshoz viszonyított előnyeinek és hátrányainak értékelésén túl – célszerű áttekinteni az eddigi vizsgálatok tükrében azokat a felmerülő problémákat is, amelyek további elemzéseket, újításokat, fejlesztéseket tesznek szükségessé, és amelyek időben történő megoldásának hiánya esetleg megakadályozhatja egy-egy típus ipari alkalmazását a GIF által megjelölt időpontig. Az áttekintés a [2] és [3] publikációk felhasználásával történt.

Az atomerőművek eddig megvalósult és az építés befejezése előtt álló generációi

Az első generációs erőművek az 1950–60-as években jöttek létre. Ezek korai prototípusok, amelyeket gyakran nagy bonyolultság és időnként a biztonságot is érintő módosításokat igénylő megoldások jellemezték. Ilyen reaktorok a következők:

- Egyesült Államok: „Shippingport” nyomottvizes (PWR) típus, az energiatermelés mellett feladata a hasadóképes ^{235}U tórium alapú tenyésztése is; „Dresden” nyomott vizes típus; „Fermi I” szaporító gyors spektrumú reaktor,
- Nagy-Britannia: „Magnox2” (CO_2 hűtésű), grafitmoderálás, természetes urán hasadóanyag,
- Szovjetunió: „VVER-440/230” típusú atomerőművek.

A második generációs erőművek a ma működő, az 1970–1990 években épített, kereskedelmi típusok, amelyek kifejlesztése során felhasználták az első generációs tapasztalatokat:

- PWR (nyomottvizes), BWR (forralóvizes), CANDU (csöves nyomottvizes) a nyugati országokban,
- VVER- és RBMK-típusú könnyűvizes reaktorok a Szovjetunióban kifejlesztve,
- HTGR: nagy hőmérsékletű, gázhűtéses reaktor,
- AGR: javított grafitmoderálású, gázhűtéses reaktor,
- Magnox: grafitmoderálású, gázhűtéses reaktor.

A csernobili atomerőmű (RBMK-típus) balesete után az újabb, második generációs erőművek létrehozásában egy rövidebb szünet következett be, amit azonban kihasználtak a még újabb, a harmadik generációs típusok kifejlesztésére, amelyek jellemzői a következőkben foglalhatók össze:

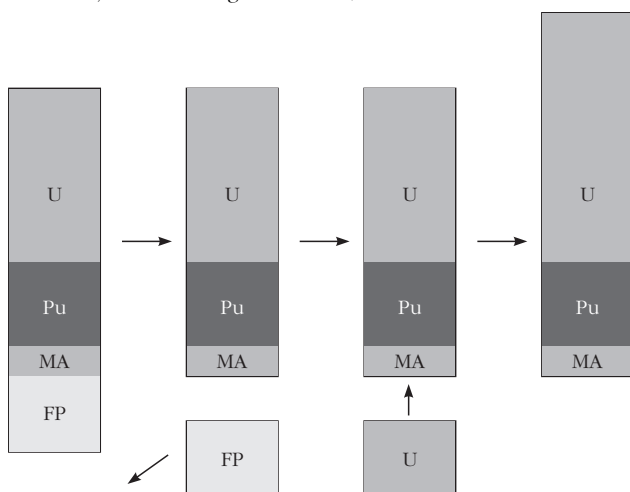
- jobb biztonsági és gazdaságossági paraméterek,
- szabványosított tervek,
- alacsonyabb fajlagos beruházási költség,
- törekvés az inherens biztonságra és a passzív védelemre,
 - hosszabb üzemi élettartam (például 60 év),
 - a zónaolvadásos balesetek kisebb valószínűsége ($\sim 10^{-6}$ /reaktorév),
 - magasabb kiégetési szint, ami hatékonyabb üzemanyag-felhasználást, kevesebb kiégett üzemanyagot eredményez,
 - rövid idejű (<20 nap) átrakások, 18 vagy 24 hónapos kampányok.

Ilyen erőmű ma még nem sok üzemel, de egyes országokban (Franciaország, Finnország, Oroszország, Kína, India) építésük már éppen befejezés előtt áll. Hangsúlyozni kell, hogy a harmadik generációs reaktortípusok hosszú – időnként buktatókat is magában foglaló – fejlődési folyamat során kristályosodtak ki, gazdaságosságuk és biztonsági színvonaluk meghaladása az elkövetkező egy vagy két évtizedben rendkívüli kihívást jelent, különösen akkor, ha ezektől alapvetően eltérő jövőbeli típusok létrehozása a cél.

Üzemanyagciklus

Vázlatosan ki kell térnünk az üzemanyagciklussal kapcsolatos kérdésekre, nevezetesen a nagy aktivitású hulladék környezeti hatásainak minimalizálására és az uránkészletek hosszú távú felhasználhatóságára, ugyanis ezek az alapvető fontosságú igények döntő szerepet játszanak a negyedik generációs törekvésekben. Minden szakmai előrejelzés szerint a világ villamosenergia-felhasználásának növekedése folytatódni fog, és az így is nagyon magas CO₂-kibocsátás még tovább emelkedhet. Az adott helyzetben – a további lehetőségek kihasználása mellett – nem hagyható figyelmen kívül az a versenyképes és elérhető alternatíva sem, amit az atomenergia jelent. Így felmerült az

1. ábra. Gyors reaktoros egyensúlyi fűtőelemciklus (FP: hasadási termékek, MA: másodlagos aktinidák).



igény a modernebb, a jelen és az előrelátható jövő kihívásait sokkal jobban kielégítő, új nukleáris energiatermelő rendszerek tervezésére.

A második és harmadik generációs reaktorok döntő többségükben termikus spektrummal rendelkeznek (az urán hasadását a hűtőközeggel termikus egyensúlyban lévő – „lassú” – eV-nál kisebb energiájú neutronok váltják ki), működésük nagyrészt az ²³⁵U izotóp hasadásán alapul, aminek következtében az uránkészleteknek csak hozzávetőlegesen 1%-a hasznosítható. A plutónium kivonása a kiégett fűtőelemekből és újbóli felhasználása termikus reaktorban – mint MOX (Mixed OXide) fűtőelem – csökkenti a dúsítási költségeket, de a MOX fűtőelemek csak egyszer égethetők ki, mert a további reprocessálásuk után keletkező üzemanyag már kedvezőtlen neutronháztartással rendelkezik. Így a termikus reaktorok használata a 21. század végén befejeződik (az atomenergia használatának közepes mérvű növekedését prognosztizálva) a gazdaságosan kitermelhető uránkészletek kimerülése miatt. Ezzel szemben a gyors spektrumú reaktorokban (az urán hasadási spektrumától nem nagyon eltérő – „gyors” – MeV nagyságrendű energiájú neutronok váltják ki) a hatáskeresztmetszet-viszonyok jobban kihasználhatók, ezekben az ²³⁸U izotópból relatíve (a hasadóanyag fogyáshoz képest) nagyobb mennyiségű hasadásra képes plutónium keletkezik, így a hasadóanyagok keletkezése elérheti a fogyasztukat. Ily módon a maghasadáson alapuló energiatermelés használata fenntarthatóvá válik, 50-100-szorosára nőhet a felhasználható uránkészlet is. Ráadásul a jelenlegi gyakorlat szerinti urándúsítás is elhagyható. Ha az emberiségnek továbbra is szüksége lesz a maghasadásból származó energiára, akkor a jövő reaktoraik többségének gyors spektrumúnak kell lennie. Ezek további nagyon fontos előnye, hogy a magfizikai folyamatok révén keletkező, jelentős, hosszú idejű radiotoxicitással rendelkező, úgynevezett másodlagos aktinidák (neptúnium, amerícium, kúrrium) nagyrészt hasítás révén kiégethetők, és így a nukleáris energiatermelés radioaktív hulladékának a radiotoxicitása belátható időn belül kisebbé válik, mint a felhasználandó uránércé. További fontos, az üzemanyagciklussal kapcsolatos részletek találhatóak a *Fizikai Szemle* egy korábbi számában [1]. További lényeges kérdés, hogy az átállás a termikus spektrumú reaktorokról a gyors spektrumúakra csak folyamatos lehet, aminek legfőbb oka, hogy az öfenntartó izotópháztartással rendelkező gyors spektrumú reaktorok első üzembe helyezése előtt megfelelő mennyiségű plutónium felhalmozása szükséges a termikus spektrumú reaktorokban. Ez például egy nátriumhűtésű reaktor esetében 18 t/GWe, míg egy gázhűtésű esetében 23 t/GWe plutóniumot jelent.

Egy néhány évtized múlva tervezett, egyensúlyi, gyors reaktoros fűtőelemciklust szemléltet az 1. ábra [5]. A reaktor legjobban kiégett fűtőelemeit (például az összes egyötöd részét), aminek összetételét az első oszlop mutatja, az átrakás idejére leállított reaktorból eltávolítják, pihentetik (azért, hogy aktivitása

és hőtermelése kezelhető szintre csökkenjen), majd reprocessálják. Gyakran célszerű a reprocesszálo üzemet közvetlenül az erőmű mellé telepíteni. Az első lépésben (2. oszlop) a hasadási termékeket („FP”) távolítják el, amelyeket majd végleges tárolókban helyeznek el, mivel raditoxicitásuk belátható időn belül – tehát amíg izolálásuk nagy biztonsággal megoldható – a felhasznált uránércnél kisebb lesz. Ezután a második lépésben természetes, vagy a hagyományos üzemanyagciklusból nagy mennyiségben visszamaradt, szegényített uránnal egészítik ki az üzemanyagot. Ezzel pótolják az előző kiegészítő ciklusban plutóniummá alakult ²³⁸U izotópokat. Az eltávolított üzemanyag rész pótlására a reaktorba helyező friss üzemanyag összetételét a 4. oszlop mutatja. Lényeges – termikus spektrumban nem megvalósítható – jellegzetesség, hogy mindeközben a plutónium és másodlagos aktinidák („MA”, amerícium, neptúnium, kúrrium) mennyiségei változatlanok maradnak. A másodlagos aktinidák koncentrációja ugyanis – legnagyobb részét a gyors neutronok hasítása révén – éppen annyit csökken, mint amennyi a többi izotóp befogása és az azt követő bomlások után keletkezik. A plutóniummal a helyzet ugyanez, az ²³⁸U neutronbefogása, majd bomlása révén éppen annyi keletkezik, mint amennyi elhasad, vagy neutronbefogás révén átalakul (többnyire másodlagos aktinidává).

A negyedik generációs kezdeményezés

A jelenlegi atomerőművek, a harmadik generációs reaktorok tervezési és építési munkái során szerzett tapasztalatok lehetőséget adhatnak a fentiekben jelzett igények kielégítésére, nevezetesen egy, az előző típusoktól többször alapvetően eltérő, még kedvezőbb tulajdonságokkal rendelkező atomerőművi generáció, a Generation-IV International Forum új típusú, negyedik generációs atomerőművek nemzetközi együttműködésben történő kifejlesztésére. Ezek a GIF életre hívásának idejében, 2000-ben az elképzelések szerint 2025-2030 körül állhatnak üzembe. A résztvevők az Egyesült Államok, Kanada, Franciaország, Nagy-Britannia, Svájc, Dél-afrikai Köztársaság, Argentína, Brazília, Japán, Koreai Köztársaság, valamint 2003-tól az Európai Unió is, és így az EURATOM révén valamennyi EU-tagország. 2006-tól Oroszország és Kína is tagja a GIF-nek. Megjegyezzük, hogy Indiában – amely nem tagja a GIF-nek – is jelentős harmadik és negyedik generációs fejlesztések vannak.

A GIF 2000-ben a negyedik generációs erőművekkel kapcsolatban az alábbi alapvető követelményeket állította fel:

- gazdaságosság,
- biztonság és megbízhatóság, a nukleáris biztonsági kockázatok csökkentése,
- a természeti erőforrások fenntarthatósága,
- a keletkező hulladékok és az innen származó környezeti hatások minimalizálása,

- proliferációállóság: katonai célra való felhasználhatatlanság, az atomfegyver minőségű hasadóanyag keletkezésének és ezáltal az atomfegyverek elterjedésének kizárása,

- új típusú üzemanyagciklus kifejlesztése, ami a fenti, előző követelményekkel szoros összefüggésben áll.

A GIF által megjelölt lehetséges típusok:

- folyékonynátrium-hűtésű, gyors spektrumú reaktor,
- folyékonyólom-hűtésű és ólom-bizmut hűtésű, gyors spektrumú reaktorok,
- gázhűtésű, gyors spektrumú reaktor,
- nagyon magas hőmérsékletű, termikus spektrumú reaktor,
- szuperkritikus, vízzel hűtött reaktor,
- folyékony-só-olvadékos reaktor.

A Generation-IV projekt által perspektivikusnak tekintett, új reaktortípusok nem előzmény nélküliek, a gázhűtésű, gyors spektrumú és a szuperkritikus, vízzel hűtött reaktorok kivételével valamilyen első vagy második generációs előddel minden fenti típus rendelkezett már. Az eddig megvalósult és az építés befejezése előtt álló generációt áttekintő fejezetben leírtakkal összhangban – a biztonság és a gazdaságosság mellett – az egyes típusok értékelésének egyik legfontosabb szempontja, hogy az izotópház-tartás feleljen meg a fenntartható fejlődés követelményének. Ezért az alábbiakban a negyedik generációs reaktorok közül csak azokat a típusokat ismertetjük részletesebben, amelyekben egyrészt a megfelelő gyorsneutron-spektrum már jelenleg is biztosnak látszik, másrészt a koncepciók kidolgozottsága – a szerzők véleménye szerint – elegendően kiérlelt ahhoz, hogy azokat a GIF által megadott időpont szerinti elkövetkező 20-30 évben üzembe lehessen állítani. A szuperkritikus, vízzel hűtött reaktor is létrehozható ebben az időszakban, és annak ellenére, hogy a gyors spektrumos változat lehetősége egyelőre nincs kellőképpen igazolva, magas termikus határfoka miatt fontos szerepe lehet az átmenet idején. Ezt a típust [2] inkább a forralóvízes harmadik generációs típus továbbfejlesztésének tartja. Az ismertetés során bemutatunk néhány, az MTA Energetikai Kutatóközpontban született elemzési eredményt is.

Mindenekelőtt érdemes áttekinteni az egyes típusokban alkalmazni kívánt hűtőközegek legfontosabb fizikai tulajdonságait (1. táblázat).

Nátriumhűtésű, gyors spektrumú reaktorok

A nátriumhűtésű, gyors spektrumú reaktorban a fűtőelem anyaga általában UO₂ vagy MOX (UPuO₂), de vizsgálják a karbid, nitrid vagy fém (például UPuZr) alapú fűtőelemek lehetőségét is. (Az utóbbiak jobb hővezető-képességgel rendelkeznek.) Az általában szokásos típusokkal szemben ebben az esetben nem kettő, hanem három hűtőkört alkalmaznak, aminek

A hűtőközegek legfontosabb fizikai tulajdonságai

	nátrium	ólom	ólom-bizmut	hélium
halmazállapot	folyadék	folyadék	folyadék	gáz
hővezető-képesség (W/m K)	64,0	15,0	14,0	~0
fajhő, C_p (J/kg K)	1270	145	146	5200
sűrűség, ρ (kg/m ³)	825	10415	10020	2,6
olvadáspont (°C)	98	327	125	–
forráspont (°C)	883	1737	1670	–268
hőtranszport-képesség, $\rho \cdot C_p$ (kJ/m ³ K)	1048	1510	1463	14
kompatibilitás a szerkezeti anyagokkal	jó	magas hőmérsék- leten erős korrózió	magas hőmérsék- leten erős korrózió	jó
kémiai reakcióképesség a vízzel és levegővel	súlyosan intenzív	kis mértékű	kis mértékű	kis mértékű
optikai átláthatóság	átlátszatlan	átlátszatlan	átlátszatlan	átlátszó

oka a nátrium intenzív reakciója a vízzel. Az itt alkalmazott közbenső kör hűtőközege szintén nátrium. A primer körű nátrium hőmérséklete elérheti az 550 °C-ot, ami egyrészt 40% körüli termikus hatásfok elérését teszi lehetővé, másrészt a közel 883 °C forráspont elérésétől elégséges tartalékot biztosít. A nátrium hűtőközeg (közel) atmoszférikus nyomáson van, ami – a víz vagy gázhűtésű rendszerhez képest – lényegesen csökkenti a hűtőközeg-vesztéses üzemzavarok lehetőségét. A létező (létezett) és a tervezett reaktoroknak három típusa van:

– *Medence típus*, „Pool-type”: ilyenek a francia reaktorok: Phénix, Superphénix, ASTRID; továbbá az orosz reaktorok: BN-350, BN-600, a jelenleg épülő BN-800; valamint a tervezett koreai KALIMER reaktor. Közös jellegzetességük a nagy méretű, szabad nátriumfelszínnel rendelkező „pool”. Ebben található az aktív zónán kívül az egész primer kör a közbenső hűtőkör hőcserélőjével együtt. Ez a megoldás kedvező a hűtőközeg-vesztéses üzemzavarok elkerülése szempontjából.

– *Hurok típus*, „Loop-type”: lásd például hagyományos PWR; japán nátriumhűtésű, gyors spektrumú reaktorok: JOYO, MONJU, tervezett JSFR. A hűtőközeg-vesztéses üzemzavarok elkerülését kettős falú, primer körű csőrendszer kifejlesztésével tervezik megoldani, például a JSFR reaktorban.

– Tervezett, kisebb méretű, moduláris szerkezetű reaktorok.

A fenti, első két esetben a turbinákat meghajtó vizet hurok nem közvetlenül, hanem közbenső hűtőkörön keresztül áll kapcsolatban a primer körrel.

A nátrium hűtőközeg további előnyei:

– Gyenge moderáló-képesség, ami elégségesen gyors spektrumot tesz lehetővé ahhoz, hogy ez a típus tenyésztő reaktorként működhessen, valamint alkalmas legyen a másodlagos aktinidák (Am, Cm, Np) kiégetésére is.

– Jó hővezető-képesség, ami a fűtőelempálcák viszonylag szűkebb rácsosztását teszi lehetővé, és aminek révén nagy teljesítménysűrűség, hozzávetőlegesen 300 MW/m³ érhető el. (Ólomhűtés és a mai PWR reaktorok esetén a jellemző teljesítménysűrűség ~100 MW/m³.)

Az ólomhűtéshez képest további előnyök:

- kis sűrűség, kisebb szivattyúteljesítmény is elegendő;
- csak kis mértékű felaktiválódás;
- a szerkezeti elemek kis mértékű korróziója;
- a szerkezeti elemek kisebb mechanikai terhelése.

A nátriumhűtésű, gyors spektrumú reaktorokkal kapcsolatban eddig felbalmozódott, jelentős üzemeltetési tapasztalatok:

– Franciaországban: *Phénix*, 250 MWe (elektromos teljesítmény), leállítva 2009-ben; *Superphénix*, 1240 MWe, leállítva 1997-ben.

– A volt Szovjetunióban (Kazahsztánban): *BN 350*, 250 MWe, leállítva 1998-ban. Oroszországban: *BN 600*, 550 MWe, 1980 óta folyamatosan üzemel!

– Japánban: *Monju*, 280 MWe, 1995-ben leállítva Na-tűz miatt, 2010-ben újraindítva, majd később leállítva fűtőelem-kezelési problémák miatt. *Joyo*, 140 MWth (hőteljesítmény), leállítva fűtőelem-kezelési problémák miatt.

– USA-ban: *EBR-1*, 200 kWe, 1952–1960, részleges olvadás a fűtőelemek elhajlása miatt; *Fermi 1*, 94 MWe, 1963–1972, 105 fűtőelem megolvadása leváló szerkezeti elem által okozott hűtőcsatorna-elzáródás miatt.

– Kínában: kísérleti, gyors spektrumú reaktor, 2011-ben a hálózatra kapcsolva, teljesítménye 25 MWe, orosz közreműködéssel épült.

– Indiában: gyors spektrumú, kísérleti, tenyésztő reaktor (*FBTR*), 1985 óta üzemel; jelenleg MOX üzemanyagok besugárzásos tesztelésére használják.

Az MTA EK-ban vizsgált nátriumhűtésű reaktorzónák tulajdonságai

	termikus teljesítmény (MWth)	egyensúlyi kampány hossza (effektív nap)	fűtőelemkötegek száma	reflektorkötegek száma	reaktivitást szabályozó elemek száma	konverziós tényező*
nagy zóna, karbid fűtőelem	3600	410	487	300	27	1,15
nagy zóna, oxid fűtőelem	3600	410	453	330	33	1,08
közepes méretű zóna, metál fűtőelem	1000	365	180	180	19	0,79
közepes méretű zóna, oxid fűtőelem	1000	365	180	180	19	0,84

* A hasadóanyag keletkezésének és fogyásának aránya.

A megoldandó problémák, hátrányok:

- A nátrium intenzív kémiai reakciója a vízzel és a levegővel; a keletkező aeroszolok kémiai mérgezők.

- Fűtőelem-sérülés esetén a nátrium intenzív reakciója az oxid fűtőelemmel.

- A nátrium üregetényezője pozitív (ha felforr – pozitív visszacsatolás miatt – növekszik a teljesítmény), gondos zónatervezéssel a probléma esetleg megoldhatóan tűnik.

- 98 °C alatt a nátrium szilárd halmazállapotúvá válik, visszaolvasztás alatt mechanikai feszültségek keletkeznek a szerkezeti elemekben.

- A nagy mennyiségű nátrium bonyolult áramlási viszonyai a „pool-type” esetben, különösen a szerkezeti elemek közelében.

- A zónarács geometriájának egyes változásai (például földrengés közben összenyomás során) reaktivitásnövekedést okozhatnak.

- A gőzgenerátor csöveinek törése nyomáshullámokat, felmelegedést okozhat a közbenső hűtőkörben. Ezen kívül ilyenkor hidrogén is keletkezhet.

- A szerkezeti elemek vizsgálata, monitorozása speciális technika kidolgozását igényli a nátrium átlátszatlansága miatt.

- Szükséges a másodlagos aktinidákat tartalmazó fűtőelem tesztelése (részben még fejlesztése, a kiegészítő hatásának vizsgálata).

Tervezett nátriumhűtésű, gyors spektrumú reaktorok:

- EU, Franciaország: a köztársasági elnök 2006-os nyilatkozata nyomán született törvény 3. cikkelye alapján, ami a radioaktív anyagok és hulladék fenntartható kezelését írja elő és 2020. december 31-ig üzembe kell állítani egy negyedik generációs prototípust. Ennek megfelelően a 600 MWe ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) tervezése folyik.

- 1500 MWe Japan Sodium-Cooled Fast Reactor („JSFR”), a részletes tervek 2015-ig készülnek el, 2025-ig tervezik üzembe állítani.

- BN-800 Oroszországban a közeljövőben eléri a kritikusságot, 2013-ban két újabb blokk építése kezdődik Kínában.

- A BN-1200 tervezése folyik, itt nitrid alapú fűtőelem alkalmazását is tervezik, amit már teszteltek a BR-10 nátriumhűtésű kísérleti reaktorban (az utóbbi 2002-ben leállítva).

- Prototype Fast Breeder Reactor (PFBR) Indiában, kritikusság a közeljövőben.

A vizsgált zónák biztonsággal kapcsolatos jellemzői

	effektív későneutron-hányad* (%)	Doppler-reaktivitástényező** (pcm/K)	üregetényező (%)	külső abszorbersrudak értékesége (%)	belső abszorbersrudak értékesége (%)
nagy zóna, karbid fűtőelem	0,405	-0,62	2,31	0,11	0,15
nagy zóna, oxid fűtőelem	0,393	-0,45	2,08	0,10	0,17
közepes méretű zóna, metál fűtőelem	0,366	-0,34	1,91	0,51	1,34
közepes méretű zóna, oxid fűtőelem	0,357	-0,45	1,76	0,45	1,26

* A reaktor kinetikai folyamatai és ennek során szabályozhatósága szempontjából fontos mennyiség.

** A fűtőelem hőmérséklet-változásának hatására bekövetkező reaktivitásváltozás.

Nátriumhűtésű reaktorok reaktivitásviszonyai (IAEA-TECDOC-1531)

	izotermikus reaktivitástényező (pcm/°C)	teljesítmény szerinti reaktivitástényező (pcm/MWth)	maximális üregtényező (%)
FBTR (India)	-4,8	-19	-20,6
JOYO (Japán)	-3,1	-4,2	-4,1
BR-10 (Oroszország)	-2,2	-8,2	-6,1
CEFR (Kína)	-4,57	-6,54	-5,0
Phénix (Franciaország)	-2,7	-0,5	-
PFBR (India)	-1,2	-0,64	+4,3
MONJU (Japán)	-2,0	-	-
BN-350 (Kazahsztán)	-1,9	-0,7	-0,6
BN-600 (Oroszország)	-1,7	-0,6	-0,3
KALIMER-150 (Korea, tervezett)	-	-	2,6
Superphénix 1 (Franciaország)	-2,75	-0,1	+5,9
BN-1600 (Oroszország, tervezett)	-1,6	-0,1	~0
BN-800 (Oroszország, befejezés előtt)	-1,7	-0,36	~0
JSFR-1500 (Japán, tervezett)	-0,6	-0,15	+5,3

- Chinese Demonstrator Fast Reactor (CDFR) tervezése, 900 MWe.
- Chinese Commercial Fast Reactor (CCFR) tervezése, 1500 MWe.
- Dél-Korea: Korean Advanced Liquid Metal Reactor „KALIMER” tervezése, 1200 MWe.

Amint említettük, a tervezett, nátrium hűtésű, gyors spektrumú reaktorban a fűtőelem anyaga általában UO_2 vagy MOX ($UPuO_2$), de fejlesztés alatt állnak más típusú, kedvezőbb paraméterekkel (például jobb hővezető-képességgel) rendelkező karbid vagy fém ($UPuZr$) alapú fűtőelemek is. A 2. és 3. táblázatban bemutatjuk néhány, különböző, nátriumhűtésű reaktorzónára vonatkozó, az MTA EK-ban számolt összehasonlító elemzés eredményét [4]. A számítások egyensúlyi üzemanyagciklus összetételére vonatkoznak.

A legígéretesebb koncepció a karbid fűtőelemekből álló nagy méretű zóna, mivel

- a konverziós tényező erre a zónára a legkedvezőbb, lényegesen nagyobb, mint 1,0;
- az erős Doppler-effektus képes kompenzálni a pozitív üregtényező hatását;
- az egyes abszorbensrudak biztonságosan kis értékességűek, nem tervezett mozgásuk nem okozhat biztonsági problémát.

A táblázatokból látszik, hogy a lezárási reaktivitás elegendő mind a négy zónára.

Megjegyezzük, hogy – amint azt a 4. táblázat adatai mutatják – a pozitív üregtényező csak különleges esetekben eredményezhet reaktivitásbevitelt, mivel még pozitív értékek mellett is az izotermikus és a tel-

jesítmény szerinti reaktivitástényező rendszerint negatív. Ráadásul bizonyos fűtőelemek és zónák esetében elérhető nullához közeli és negatív üregtényező is.

Folyékony ólom és ólom-bizmut hűtésű, gyors spektrumú reaktor

A tervezett ólom vagy ólom-bizmut hűtésű, gyors spektrumú reaktorban a fűtőelem anyaga általában UO_2 vagy MOX ($UPuO_2$), de vizsgálják nitrid- és karbid-alapú fűtőelemek lehetőségét is. A hűtőközeg (közel) atmoszférikus nyomáson van, ami – a víz vagy gáz hűtésű rendszerhez képest – lényegesen csökkenti a hűtőközegvesztéses üzemzavarok lehetőségét. A szabad felszínnel rendelkező tartályban található az aktív zónán kívül az egész primer kör a közbelső hűtőkör hőcserélőjével együtt. Az ólom reakcióképessége a vízzel és a levegővel csekély, ezért két hűtőkör alkalmazása elegendő. A primer kör hűtőközeg hőmérséklete elérheti a 480 °C-ot, ami az 1600 °C-nál magasabb forráspont elérésétől nagy tartalékot biztosít. A fűtőelem burkolatának korróziója miatt ennél magasabb hőmérséklet csak a burkolat felületén alkalmazott védőréteg segítségével lenne elérhető, ami egyelőre még nincs kidolgozva. Mindez egyelőre kisebb termikus hatásfokot tesz lehetővé, mint a nátriumhűtésű típus esetében.

Az ólom vagy ólom-bizmut hűtőközeg alkalmazásának előnyei

- Magas forráspont (1737 °C az ólom, 1670 °C az ólom-bizmut esetében) → üzemzavarok esetén a forrás valószínű elkerülése.

- Nagy hőkapacitás → hűtés kimaradása esetén jelentős idő az operátori beavatkozásra.
- A szivattyúk leállása után intenzív, természetes cirkuláció lehetősége.
- Gyenge moderáló képesség (gyengébb, mint a Na esetében) → kemény neutronspektrum, nagyobb átömlési keresztmetszetű hűtőcsatornák, és így kisebb hőhordozó-sebesség is megengedhető, növelve ezzel a természetes cirkuláció lehetőségét.
- Rendkívül lassú, endoterm reakció a levegővel és a vízzel → nincs szükség közbelső hűtőkörre (szemben a nátriumhűtésű típusal) → kisebb költség, egyszerűbb felépítés.

Ólom-bizmut és ólom hűtőközeg összehasonlítása, előnyök és hátrányok

- Az ólom-bizmut hűtőközeg olvadáspontja alacsonyabb (125 °C 327 °C helyett). → Az ólom megszilárdulásának kisebb a veszélye, alacsonyabb üzemi hőmérséklet is lehetséges a szerkezeti anyagok kisebb igénybevételével.
- Radioaktív és kémiailag is mérgező polónium keletkezése a bizmutból.
- Bizmutból kevés van és drága.

Az adott típusal kapcsolatban 80 reaktorév- tapasztalat halmozódott fel az ólom-bizmut hűtésű Alfa/Lira típusú szovjet gyártmányú tengeralattjárók üzemelése során. Ezen kívül csak tervek, elképzelések léteznek: BREST, SVBR (orosz), ELSY, ALFRED demonstrátor (EU), amelyek közül (leginkább) a BREST reaktorok terveinek részletes kidolgozottsága biztató.

Megoldandó, kezelendő, a biztonságot is érintő problémák

- Az ólom intenzív kémiai reakcióba lép az acél szerkezeti elemekkel, ami korróziót okoz. A korróziós termékek, az ólom oxidjának felhalmozódása a hűtőcsatornák elzáródásához vezethet. Ugyanakkor szükség van 0,01 ppm nagyságú kontrollált oxigéntartalomra az acélfelületek védő oxidrétegének megtartásához. Ez alatt az oxidréteg nem véd, vas oldódik a hűtőközegbe, e felett szilárd oxidrészecskék keletkeznek, a hűtőcsatornák elzáródhatnak. Az oxidkoncentráció közben tartásához folytonos monitorozás és tisztítási lehetőség szükséges. A fentiekkel kapcsolatos problémák zónaolvadási balesetet okoztak tengeralattjárón.
- A szerkezeti elemek eróziója miatt nem megengedett 2 cm/s-nál nagyobb hűtőközeg-sebesség. → Nagyobb területű hűtőcsatornák, kisebb teljesítménysűrűség (100 W/cm³), nagyobb méretű, tömegű zóna szükséges.
- A szerkezeti elemek vizsgálata, monitorozása speciális technika kidolgozását igényli az ólom átlátszatlansága miatt.
- A hőmérsékletet 400 és 480 °C között kell tartani, felette nő a korrózió, alatta az acél szerkezeti elemek elridegnek.
- Az ólom gőze kémiailag mérgező.

- Súlyos baleset során megolvadt zóna könnyebb, mint a hűtőközeg, elemzések szükségesek a tartály esetleges átolvadásával kapcsolatban.
- 327 °C alatt az ólom szilárd halmazállapotúvá válik, visszaolvastás alatt mechanikai feszültségek keletkeznek a szerkezeti elemekben.
- A nagy mennyiségű ólom bonyolult áramlási viszonyai, különösen a szerkezeti elemek közelében.
- A nagy sűrűségű, nagy mennyiségű hűtőközeg földrengés esetén – speciális megerősítések nélkül – károsíthatja a szerkezeti elemeket.
- A zónarács geometriájának egyes változásai (például földrengés közbeni összenyomás során) reaktivitásnövekedést okozhatnak.
- A gőzgenerátor csöveinek törése a primer körben nyomáshullámokat okozhat.
- Az ólom üregegyezője egyes esetekben pozitív lehet (kevésbé, mint nátriumhűtés esetében).
- A szerkezeti elemek szilárdsági elemzése (például földrengés esetén), esetleg a rögzítő elemek megerősítése szükséges a súlyos, nagy méretű zónára való tekintettel.
- Aeroszolkezelés kidolgozása szükséges a mérgező ólomgőz miatt.
- Korrózióálló anyagok keresése lenne ajánlatos.

Gázhűtésű, gyors spektrumú reaktor

A gázhűtésű, gyors spektrumú reaktor hűtőközege bélium, ami számos előnnyel rendelkezik:

- Nem lehetséges fázisátalakulás, forrás. → A folyékonyfém-hűtésű típusoknál jóval magasabb hőmérséklet (850 °C) és hatásfok érhető el. Ez a hőmérséklet már elég magas a termokémiai reakción alapuló hidrogéntermeléshez is.
- Gyenge moderáló képesség → elégségesen gyors spektrum ahhoz, hogy tenyésztő reaktorként működhessen, valamint alkalmas legyen a másodlagos aktinidák (Am, Cm, Np) transzmutálására is.
- Nem felaktiválódó hűtőközeg.
- Kémiailag semleges → a szerkezeti elemek magas hőmérsékleten is korróziómentesek.
- Rendkívül kicsi (de mégis pozitív) üregegyező.
- Az átlátszóság megkönnyíti a szerkezeti elemek monitorozását, karbantartását.

Ilyen reaktor még nem épült, de egy európai együttműködésben kidolgozásra került egy 2400 MWth teljesítményű 70 bar nyomású koncepció. Az eredeti koncepció 600 MWth teljesítményű volt, de ennek izotópházartásával a tervezők – reális kampányhosszak mellett – elégedetlenek voltak. Megjegyezhető, hogy a teljesítmény és a méret tekintetében hasonló látható a nátriumhűtésű típusok számításai esetén is.

2013 júliusában létrejött a V4G4 kiválósági központ (a Cseh Köztársaság, Lengyelország, Magyarország és Szlovákia részvételével), aminek legfontosabb célja a gázhűtésű, gyors spektrumú, 70 MWth teljesítményű ALLEGRO demonstrátor megépítésének előkészítése.

Ebben a reaktorban a kezdeti időszakban a nátrium-hűtésű Phénix reaktor acélburkolattal rendelkező fűtőelemeit alkalmazzák.

A hélium hűtőközeg hátrányai:

- Rendkívül kis hőkapacitása és hőtehetetlensége miatt egyes üzemzavarok – például a kényszeráramlás megszűnésével járók – a fűtőelemek gyors felmelegedéshez vezetnek, és így a zónasérülés előtt kevés idő áll rendelkezésre a szükséges biztonsági beavatkozásokig.
- Hűtőközeg-vesztéses üzemzavarok után – a hűtőközeg lecsökkent sűrűsége miatt – nem elégséges a természetes cirkuláció, speciális követelmények merülnek fel a kényszeráramlást biztosító fuvattyúkkal szemben.
- A folyékonyfém-hűtésű típusokkal ellentétben a tartályt lényegében nem árnyékolja a hűtőközeg a neutronsugárzás ellen, ami speciális árnyékolás nélkül a tartály anyagának elridegedéséhez vezethet. Ezen árnyékoló anyaga azonban magas hőmérséklet mellett még nem kidolgozott.
- Súlyos balesetek esetén – szemben a többi típusal – a hűtőközeg nem tartja vissza az aktív izotópokat.
- Egyes előrejelzések szerint a Föld héliumkészlete a jelenlegi felhasználás mellett körülbelül 25-30 évre elegendő. Ráadásul – a jelenlegi technológiák mellett – a hélium diffúziója és kiszökése jelentős.

A gázhűtésű, gyors spektrumú reaktorok alábbiakban megadott, alapvető, jelenleg még meg nem válaszolt problémái miatt az adott típus életképessége nem ítéltető meg:

– Fűtőelem, szerkezeti anyagok: a magas hőmérsékletnek megfelelően jelenleg U-Pu-C fűtőelemmátrix és SiC burkolatban gondolkodnak. A tablettá anyaga magas hőmérsékleten erősen diffundál, ami a burkolat anyagában korróziót eredményez. Emiatt a burkolaton vékony védőrétegre lenne szükség, de az egyelőre nincs kidolgozva.

– Hőpajzs szükséges a forró gáz és a szerkezeti elemek között, aminek anyaga még nem ismert.

A fenti problémák lehetséges megoldásai nincsenek kellőképpen kidolgozva, és emiatt nem valószínű a hatósági engedélyezés a fűtőelem és a szerkezeti anyagok kísérleti kvalifikációja nélkül.

– A maradványhő eltávolító biztonsági rendszer jelenleg csak aktív szelepműködtetéssel megoldott, ami nem a kívánatos passzív megoldás. A maradványhő eltávolító rendszer működőképességének teljes léptékű, kísérleti berendezéseken alapuló kísérleti bizonyítottasága szükséges.

Összegzés

Minden szakmai előrejelzés szerint folytatódni fog a világ villamosenergia-felhasználásának növekedése, és az így is nagyon magas CO₂-kibocsátás még tovább emelkedhet. Az adott helyzetben – a további lehetőségek kihasználása mellett – nem hagyható figyelmen kívül az a versenyképes alternatíva sem, amit az atom-

energia jelent. Így merült fel az igény a modernebb, a jelen és az előrelátható jövő kihívásait sokkal jobban kielégítő, negyedik generációs nukleárisenergia-termelő rendszerek tervezésére. A legfontosabb célkitűzések a fenntarthatóság biztosítása – vagyis az uránkészletek kihasználása – és a nagy aktivitású hulladék környezeti hatásainak drasztikus csökkentése. Mindez csak az eddigiektől eltérő, gyorsneutron-spektrumú erőművek alkalmazásával érhető el.

A szükséges fejlesztések – amelyek okait a fentiekben részben megadtuk – csak lépésről lépésre, jelentős volumenű kutatási programok, komponentesztek, kísérleti és demonstrációs reaktorok megvalósításával érhetőek el. Ezek előrehaladása a 2000-ben elképzelhető képest lelassult. A század közepére – jó esetben is – csak egyetlen kereskedelmi típus létrejöttével számolhatunk. Az áttörés elsősorban Oroszországban, Kínában és Indiában várható. Jelenleg a nátriumhűtésű verzió a legkiforrottabb, az orosz BN-800 reaktor kritikus-sága a közeljövőben várható. 2013-ban két újabb blokk építése kezdődött Kínában. Ehhez képest legalább 10 és 20 éves késésben van a két további – az ólom-, illetve gázhűtésű – típusok tervezése és fejlesztése. Európában az ASTRID nátriumhűtésű ipari demonstrátor nincs túl messze a megvalósíthatósági szinttől, a gázhűtésű, gyors spektrumú technológia életképessége viszont ma még bizonytalanak mondható. Az ólomhűtésű technológia a BREST reaktorok terveinek részletes kidolgozottsága révén is rendkívül biztató [5].

A jelenleg befejezés előtt álló harmadik generációs reaktortípusok hosszú idejű fejlődési folyamat során alakultak ki, gazdaságosságuk, biztonságosságuk meghaladása vagy elérése gyors spektrumú típusok alkalmazásával az elkövetkező évtizedekben rendkívüli kihívást jelent. Bár a közelmúltbeli balesetek tapasztalatainak a tervekbe való beépítése megkezdődött [2], a biztonság tekintetében a zónaolvadásos balesetek következményeinek enyhítésére szolgáló technikai megoldások még egyik új típus esetén sem mondhatók teljesen kiforrottnak. Egy gazdaságossági értékelések szerint a nátriumhűtésű erőművek építése 20%-kal, üzemeltetésük pedig 10%-kal fogja meghaladni a jelenlegi típusok költségeit.

Irodalom:

1. Szatmáry Zoltán: Fogytán az urán a Földön? *Fizikai Szemle* 60/4 (2010) 122.
2. Overview of Generation IV. (Gen IV) Reactor Designs, Safety and Radiological Protection Considerations. *IRSN Report 2012/158* September 2012, http://www.irsn.fr/FR/Larecherche/publications-documentation/collection-ouvrages-IRSN/Documents/GENIV_texte_VA_241012a.pdf
3. Yoshikiko Sakamoto et al: Selection of sodium coolant fast reactors in the US, France and Japan. *Nuclear Engineering and Design* 254 (2013) 194–217.
4. Á. Tóta, I. Pataki, A. Keresztúri: Calculation of Sodium Cooled Fast Reactor Concepts, Preliminary results of an OECD NEA benchmark calculation. *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles, Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)* ID: IAEA-CN-199/167.
5. V. S. Smirnov: Lead-Cooled Fast Reactor BREST – Project Status and Prospects. *International Workshop on Innovative Nuclear Reactors Cooled by Heavy Liquid Metals: Status and Perspectives*, Pisa, April 17–20, 2012.