

A nátriumhűtésű gyorsreaktorok

Kirchkeszner Csaba – 2022. szeptember 19.

Elemző percek korábbi számaiban bemutattuk a gázhűtésű, a sóolvadékos és az ólomhűtésű negyedik generációs reaktorokat. Jelen számunkban folytatjuk a fémhűtésű reaktorok sorát, ezúttal a nátriumhűtésű gyorsreaktorokkal.

A nátriumhűtésű reaktorok egykor és ma

A 4. generációs reaktorok közé tartozó nátriumhűtésű gyorsreaktor (Sodium-cooled Fast Reactor, SFR) folyékony halmazállapotú nátriumot használ hűtőközegként. Ahogy a korábban tárgyalt „egzotikus” reaktortípusok, úgy az SFR-ek ötlete sem újkeletű. Kidolgozásuk az atomenergia békés célú felhasználásának kezdetére datálódik. Ezekben az időkben a nátriumhűtésű reaktorok építésével és vizsgálatával – Oroszország, India és Japán mellett – az Amerikai Egyesült Államok, az Egyesült Királyság, Németország és Franciaország is aktívan foglalkozott. Az USA hat kísérleti célú SFR-t épített (Fermi-I, EBR-I, EBR-II, Sodium Reactor Experiment, LAMPRE, FFTR). Franciaország is élen járt a nátriumhűtésű reaktorok építésében, ugyanis itt üzemelt 1986 és 1997 között a világ máig legnagyobb teljesítményű (3000 MW_t termikus és 1242 MW_e elektromos teljesítményű) SFR-je, a Superphenix, mely kevert plutónium- és urán-dioxidot használt üzemanyagként. A Superphenix mellett két kisebb teljesítményű SFR-t is építettek Franciaországban, ezek voltak a Rapsodie (40 MW_t, 24 MW_e, 1967–1983) és a Phenix (590 MW_t, 250 MW_e, 1973–2010). Azonban voltak próbálkozások Németországban (pl. KNK-II, SNR-300) és az Egyesült Királyságban (PFR) is az SFR-ekkel. Ma már jól látjuk azonban, hogy az Egyesült Királyság inkább a gázhűtésű reaktorok fejlesztésének irányába haladt tovább. Elmondható, hogy a világ nukleáris technológia szempontjából meghatározó országai – így az Amerikai Egyesült Államok, Oroszország, Japán, India, Kína, Franciaország, Németország és az Egyesült Királyság – összesen több mint húsz nátriumhűtésű gyorsreaktort építettek már, és ezzel **közel 400 reaktorévnyi üzemeltetési és kísérleti tapasztalatot szereztek a SFR-ek kapcsán**. Azonban megfigyelhető, hogy míg korábban a nyugati országokban számottevően több SFR épült, addig **mára túlnyomó többségében a keleti és távolkeleti országoknak van meghatározó szerepük a nátriumhűtésű gyorsreaktorok építésében és fejlesztésében**. Napjainkban hat SFR üzemel a világon, melyek főbb paramétereit az alábbi táblázatban (1. táblázat) mutatjuk be.

1. táblázat: A napjainkban üzemelő nátriumhűtésű gyorsreaktorok és főbb jellemzőik (Forrás: WNA, ScienceDirect)

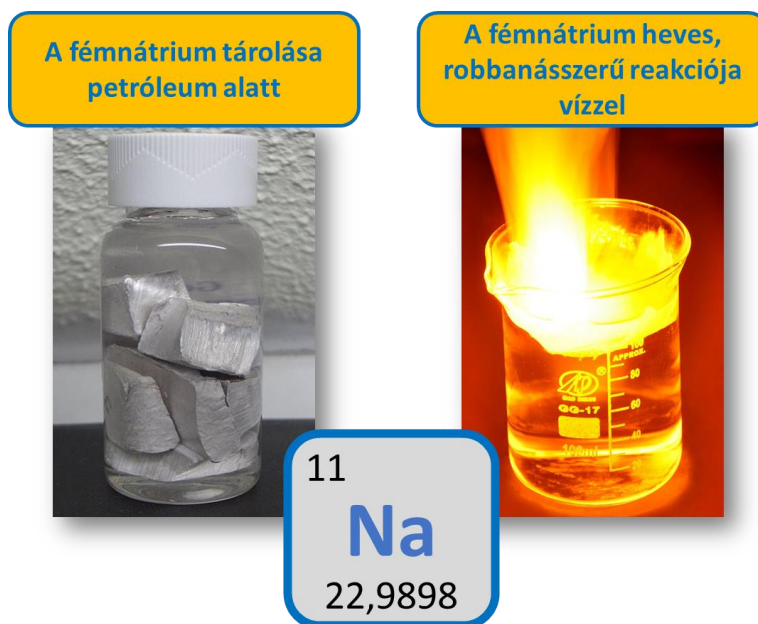
Reaktor	Ország	Reaktor típusa	Termikus/ villamos teljesítmény (MW _t /MW _e)	Nukleáris üzem- anyag	Első kritikusság éve
BOR-60	Oroszország	kísérleti, hurok	55/10	(Pu,U)O ₂	1968
BN-600	Oroszország	prototípus, medence	1470/600	UO ₂	1980
BN-800	Oroszország	prototípus, medence	2100/864	(Pu,U)O ₂	2014
CEFR	Kína	kísérleti, medence	65/20	(Pu,U)O ₂	2010
FTBR	India	kísérleti, medence	40/13	(Pu,U)C	1985
Joyo	Japán	kísérleti, hurok	140/–	(Pu,U)O ₂	1977

A hat meglévő, és jelenleg is üzemelő nátriumhűtésű reaktor mellett Oroszország tervezi a 2900 MW_t termikus és 1220 MW_e villamos teljesítményű nátriumhűtésű blokk megépítését. A legújabb hírek szerint a BN-1200-as reaktort az orosz belojarszki atomerőmű területén, a leszerelt 1. és 2. blokk helyén építenék meg. A Belojarsk-1 és 2. AMB 100 és AMB-200 szuperkritikus vízhűtésű reaktorokkal szerelt blokkjait mintegy 22 éven keresztül üzemeltették, az első blokkot 1981-ben, a 2. blokkot 1989-ben állították le. A belojarszki atomerőműben jelenleg két blokk üzemel: a 3. blokk egy **BN-600**, míg a 4. blokk egy **BN-800** nátriumhűtésű gyorsreaktorral szerelt blokk. Előbbi 1980-ban, utóbbi pedig 2014-ben érte el az első kritikusságot. **Az összes beépített kapacitásuk majdnem 1500 MW. Jelenleg ezek a világ egyetlen kereskedelmi üzemben működő gyorsneutronos reaktorai.**

Mindezek alapján látható, hogy az SFR-ek fejlesztése és az ilyen reaktorral szerelt atomerőművek építése mind a mai napig tart, hiszen az SFR-ek komoly szerepet játszhatnak a nukleáris üzemanyagciklus zárásában és a transzmutáció megvalósításában. Amíg ugyanis az elterjedt nyomottvízes reaktorok az uránalapú nukleáris üzemanyagforrás 1–2%-át képesek kihasználni, addig az SFR-ek az uránforrások 60–70%-át tudják hasznosítani. Mindazonáltal az SFR-ek a könnyűvízes reaktorokban kiégett nukleáris üzemanyagokból származó hulladék problémájára is megoldást jelenthetnek. Így megvalósulhat a nukleáris technológiával foglalkozó szakemberek „nagy álma”: a nukleáris üzemanyagciklus zárása.

A nátrium és alkalmazása hűtőközegként atomreaktorokban

Az ólomhűtésű reaktorokról írt Elemző percek számunkban összegyűjtöttük, hogy mely kritériumoknak kell eleget tennie egy anyagnak ahhoz, hogy egy reaktorban felhasználhassuk hűtőközegként. Ezek a kritériumok a következők voltak: **termodinamikai, neutronfizikai, kémiai és gazdasági kritériumok**. A következőkben ezeket szem előtt tartva ismertetjük a nátrium tulajdonságait.



1. ábra: A fémnátrium és robbanásszerű reakciója vízzel

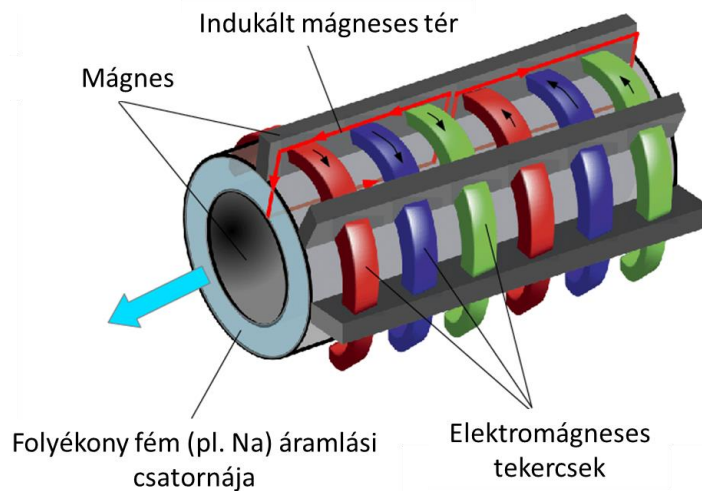
A nátrium a periódusos rendszer első (I.A.) főcsoportjában található, vagyis az **alkálifémek** közé sorolható. Atmoszférikus körülmények között (101 325 MPa nyomáson és 25 °C hőmérsékleten) szilárd halmazállapotú ugyan, de igen puha (késsel vágható), ezüstfehér színű fém. Tekintve, hogy az

alkálifémek a legreakcióképesebb fémek, így a levegő oxigénjével könnyen egyesülnek¹ (értsd: könnyen robbannak, hevesen égnek). S az is elmondható a nátriumról, hogy a **vízzel nagyon hevesen reagál (1. ábra), miközben hidrogéngáz fejlődik.** Ennek reaktorteknikai szempontból rendkívül fontos szerepe van, hiszen olyan reaktortartályt és primerkört kell kialakítani, amelyben nincs sem víz, sem oxigén. Jól látható ezek alapján, hogy mind a hélium, mind pedig az ólom és az ólom-bizmut hűtőközegek kémiai szempontból inertebbek (kevésbé reakcióképesek), mint a nátrium. 1995-ben Japánban a Monju nátriumhűtésű gyorsreaktorban történt baleset rámutatott arra, hogy **az egyik legnagyobb kihívást a nátriumhűtésű gyorsreaktoroknál maga a hűtőközegként szolgáló nátrium nagy reakcióképessége okozza.** Itt a nátriumot szállító egyik cső eltört, melynek következtében több száz kilogramm nátrium folyt ki, ami a levegő oxigénjével és nedvességtartalmával maró nátronlúg-gőzökkel (NaOH) és robbanékony hidrogéngázzal (H₂) töltötte meg a helyiséget, ahol a csőtörés történt. Mivel a szivárgás a szekunder oldali folyékony nátriumrendszert érintette, a kiömlő nátrium nem volt radioaktív. A nátriumszivárgás egy másik problémát is felvet a vízzel való reakció során képződő maró gőz és hidrogéngáz problémáján túl, ez pedig az, hogy a magas hőmérsékletű nátrium oxigénnel érintkezve meggyullad, s ún. nátriumtűz keletkezik, amelyet porral vagy nitrogénnel lehet eloltani. Az orosz BN-600 reaktor esetén 17 év alatt összesen 27 nátriumszivárgást jelentettek, melyek közel fele nátriumtűzzel végződött. A másik fontos aspektus, amiről a nátriumhűtésű reaktorok esetén szót kell ejteni, a **nátrium által okozott korrózió**, hiszen a **nátrium korrózióképesége megszabja, hogy a reaktortartály milyen típusú acélötvözetből készülhet.** A nátriumhűtésű reaktorok tartályát sok esetben alacsony karbontartalmú ausztenites rozsdamentes acélokból gyártják. Ezek nikkeltartalma 10,2–14,0 tömegszázalék, krómtartalma 16,0–18,0 tömegszázalék és molibdéntartalma 2,0–3,0 tömegszázalék. Azonban a szakirodalomban sokszor láthatjuk, hogy nitrogént (0,06–0,12 tömeg%) és foszfort (0,020–0,045 tömegszázalék) is használnak ötvözőként, ezzel javítják a rozsdamentes acél mechanikai tulajdonságait. **A nátrium által kiváltott korrózió mértékét jelentősen befolyásolja az acélötvözet összetételén kívül a hőmérséklet, a hűtőközeg áramlási sebessége, valamint a nátrium szennyezői (pl. a nátriumolvadék oldott oxigéntartalma) és a magas hőmérsékletű folyékony nátriummal való érintkezési idő.** Ugyanakkor az ólom (dinamikai) viszkozitása (355 °C hőmérsékleten) kb. nyolcszorosa, míg az ólom-bizmut eutektikumé 5,4-szerese a folyékony nátriuménak. Ebből is következik, hogy a nátrium hűtésű reaktorok esetén a keringtetett nátriumolvadék erodálóképessége kisebb, mint az ólom olvadéka vagy az ólom-bizmut eutektikumé.

Vizsgáljuk meg a nátriumot mint hűtőközeget **termodinamikai szempontból.** Az ólomhűtésű reaktorokról szóló Elemző percek számunkban írtunk arról részletesen, hogy termodinamikai szempontból úgy kell megválasztani a hűtőközeget, hogy alacsony legyen az olvadáspontja és az egyensúlyi gőznyomása, valamint magas a forráspontja és a hővezetési együtthatója. A nátrium olvadáspontja légköri nyomáson 98 °C, míg forráspontja ugyanezen a nyomáson 883 °C. **A nátriumhűtésű gyorsreaktorok üzemi hőmérséklete jellemzően 500–550 °C** (amit megszab a nátrium adott nyomáshoz tartozó forráspontja). Ebből a szempontból kedvező, hogy a nátrium olvadáspontja alacsony. Így elkerülhető, hogy a teljesítmény hirtelen csökkenése esetén a nátrium megszilárduljon. Ugyanakkor a nátrium forráspontja alacsonyabb, mint az ólomé vagy az ólom-bizmut eutektikumé. **A magas előremenő hőmérsékletnek köszönhetően az SFR-ek termikus hatásfoka magasabb (>40%), mint a könnyűvízes reaktoroké.** Mivel a nátrium egyensúlyi gőznyomása alacsony, ezért akárcsak a sóolvadékos, valamint az ólom és ólom-bizmut hűtésű reaktorok, a nátriumhűtésű reaktorok is gyakorlatilag atmoszférikus nyomáson (vagy közel ezen a nyomáson) üzemeltethetők. A nátrium további kedvező tulajdonsága, hogy **nagy hővezetőképességgel** rendelkezik. Ez, illetve a reaktor

¹ A nátrium levegőn hevítve nátrium-peroxiddá (Na₂O₂) ég el, mely vízzel érintkezve nátrium-hidroxiddá (NaOH) és igen bomlékony hidrogén-peroxiddá (H₂O₂) alakul. A nátrium-peroxid igen erős oxidálószer, éghető anyagokkal érintkezve akár robbanásszerűen is reagálhat.

hidegági (visszatérő ági, kb. 200 °C) és melegági (előremenő) hőmérsékletei közötti nagy különbség a természetes cirkuláció kialakulásának kedvez, ami a nukleáris biztonság szempontjából fontos. Noha a nátrium nem a legjobb elektromos vezető, (a nem túl nagy) elektromos vezetőképessége lehetővé teszi azt, hogy az olvadt nátriumot – a könnyűvízes reaktoroknál ismert mechanikai elven működő főkeringtető szivattyúk helyett – ún. **elektromágneses szivattyúkkal** keringtessék (2. ábra).



2. ábra: Az elektromágneses szivattyú sematikus ábrája

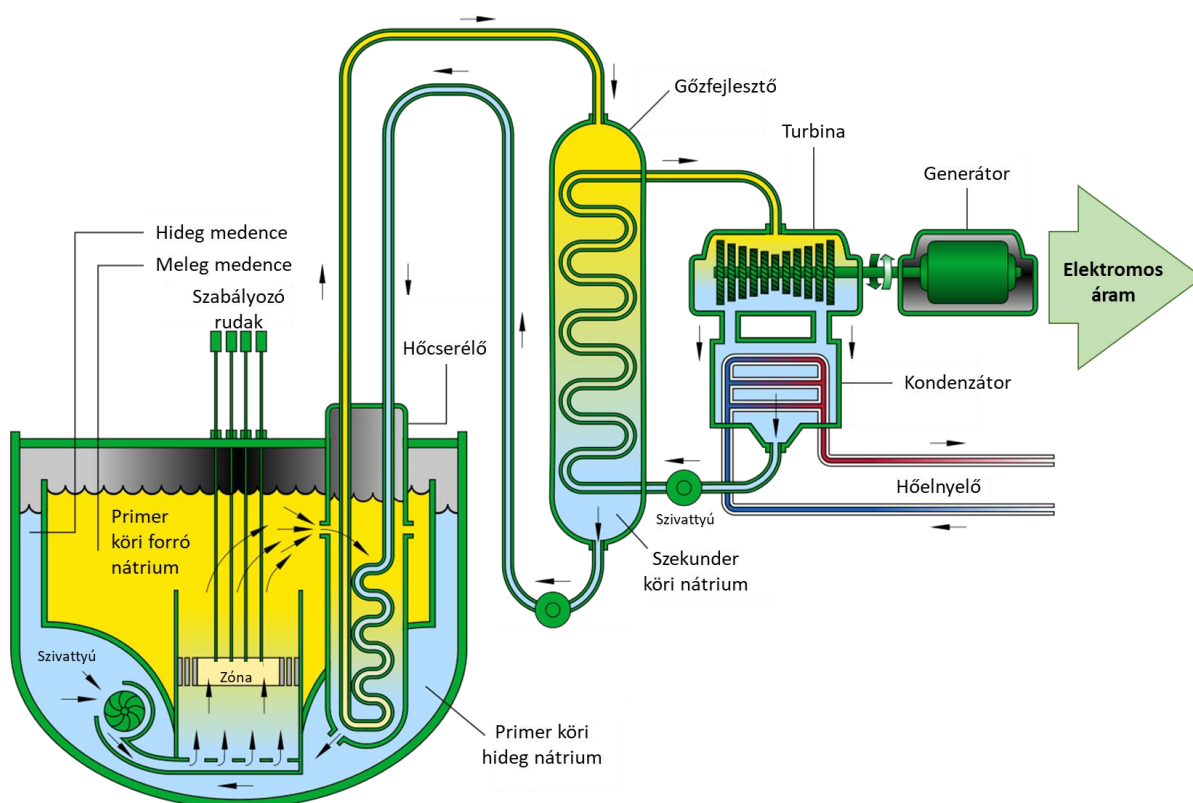
A **neutronfizikai szempontokat** figyelembe véve elmondható, hogy a **folyékony nátrium gyenge neutronmoderátor**. A könnyűvízzel (H_2O) összehasonlítva sokkal gyengébb a nátrium moderáló hatása. Ennek oka, hogy míg a vízmolekulában könnyű és kicsi hidrogénatomok találhatók, addig a nátrium fémrácsában található nátriumatommagok mintegy 23-szor nehezebbek a hidrogénatomnál. Így nátriumhűtés esetén a neutronok a nátriummagokkal való ütközés során csak alig veszítenek mozgási (kinetikus) energiájukból (azt is szokták mondani, hogy a nátrium a neutronokra nézve átlátszó), így a nátriumhűtésű reaktorok kiváló gyorsneutronos tenyésztőreaktorok. A reaktor **keményebb neutronspektrumának** köszönhetően pedig **magasabb a konverziós tényező** (ami nem más, mint a termelődő és az elfogyó hasadóanyag mennyiségének aránya²). **Tenyésztőreaktorok esetén ez a konverziós tényező értelemszerűen egynél nagyobb** (termikus reaktorok esetén 0,6–0,9 körüli a konverziós tényező), vagyis a reaktorban több hasadóanyag keletkezik, mint amennyi elfogy. A nátrium másik előnye magfizikai szempontból, hogy egy stabil izotóppal rendelkezik (^{23}Na), melynek előfordulása a természetben gyakorlatilag 100%. Neutronbefogás hatására a ^{23}Na -ból β -bomló ^{24}Na keletkezik, melynek felezési ideje kb. 15 óra. A radioaktív ^{24}Na idővel stabil ^{24}Mg izotóppá alakul. Így a hűtőközeg felaktiválódása nem túl jelentős.

A nátriumhűtésű gyorsreaktorral szerelt atomerőművek felépítése

Egy tipikus nátriumhűtésű gyorsreaktorral szerelt atomerőművi blokk sematikus felépítését a 3. ábrán mutatjuk be. A nátriumhűtésű reaktorok között találkozhatunk ún. medence típusú (3. ábra) és huroktípusú reaktorokkal. Ami a 3. ábra alapján azonnal szembetűnő, hogy a medence típusú reaktorban található **egy belső elkülönített tér, melynek alján találjuk az aktív zónát a meleg primer kör, folyékony nátriummal**. Ebben a belső térben helyet kapott egy (intermedier, közbenső) **hőcserélő** is, amelynek köpenyterében a primerkörü meleg nátriumolvadékat, míg a csőkötegeiben a szekunder kör nátriumot keringtetik. Ez utóbbit melegíti fel a primerkörü meleg nátriumolvadék. Majd

² A konverziós tényezőt erőművi termikus reaktorokban a keletkezett plutónium tömegének és az elfogyott ^{235}U tömegének hányadosa adja meg.

az intermedier hőcserélőből távozó forró **szekunder körű nátrium** a gőzfejlesztő köpenyterébe kerül, ahol felmelegíti és elpárologtatja a gőzfejlesztő csőkötegeiben található vizet. Az ekkor képződő magas hőmérsékletű, száraz gőz hajtja a gőzturbinát, ami egy tengelyen helyezkedik el a villamos generátorral. A hidegebb primerkörű nátriumolvadékot a nátrium keringtetésére szolgáló elektromágneses (és/vagy mechanikus) szivattyú(k) segítségével alulról juttatják az aktív zónába. További fontos különbség még a reaktoralapcsolatban, hogy **a folyékony nátrium szintje feletti reaktorteret inert gázzal töltik fel**, hiszen ahogy korábban említettünk a reaktorban a lehető legkisebbre kell csökkenteni az oxigén mennyiségét, mert az a nátriummal reakcióba lép. A reaktor szabályozása szabályozó rudakkal történik. A nátriumhűtésű reaktorok további érdekessége a korábban már említett **intermedier hőcserélő**, mely egyfajta védelmi funkciót tölt be abban a tekintetben, hogy a radioaktív primerkörű hűtőközeg ne érintkezhesen közvetlenül a nem radioaktív szekunderkörű hűtőközeggel. Másrészt szivárgás esetén fontos szerepe van a nátriumtüzek és a nátrium-víz reakció lejátszódásának megakadályozásában is. További érdekesség, hogy **a gőzfejlesztőt** – a könnyűvízes reaktorral szerelt atomerőművek gőzfejlesztőitől eltérő módon nem vízzel – **hanem az ún. szekunder nátriumolvadékkal fűtik**, melynek hőmérséklete kb. 500 °C. A gőzfejlesztőben a csőkötegek – amikben a víz-vízgőz áramlik – általában duplafalúak, hogy ezzel is megakadályozzák a cső repedése esetén a nátrium-víz reakciót. Mivel az SFR-ek közel atmoszférikus nyomáson üzemelnek, ezért a könnyűvízes reaktorok nyomásszabályozására használt **térfogatkiegénylítőre nincs szükség**. A **3. ábrán** ugyan külön nem jelöltük, de akárcsak a sóolvadékos reaktoroknál, úgy itt is **szükség van a primer és a szekunder körű hőelvonó közeg (itt nátrium) kémiai tisztítására**.



3. ábra: A medence típusú nátriumhűtésű gyorsreaktoros atomerőmű primer és szekunder körének felépítése

A jelenleg üzemelő könnyűvízes reaktoralapított atomerőművek alacsony dúsítású (3–5% ^{235}U) uránforrást használnak, azonban az uránforrásban található „potenciál” kevesebb mint 1%-át használják ki. Az ilyen nyomottvízes atomerőművek (PWR-ek) kiégett nukleáris üzemanyagai azonban még számos értékes (hasadóképes) izotópot tartalmaznak, melyek még hasznosíthatók megfelelő

elválasztási és konverziós műveleteket követően a gyorsneutronos reaktorokban. A nátriumhűtésű gyorsreaktorok nukleáris üzemanyag-kihasználása egyes számítások szerint mintegy 50–70-szerese a PWR-ek üzemanyag-kihasználásának. Ez azt jelenti, hogy az SFR-ek nagy mértékben hozzájárulhatnak a jelenlegi uránkészletek megőrzéséhez. A jelenleg üzemelő SFR-ek főleg ún. nagy dúsítású (>20%) **MOX (Mixed-Oxid)** nukleáris üzemanyagot használnak.

A MOX üzemanyag gyártásának megértéséhez fontos ismerni, hogy a PWR reaktorokban alkalmazott 3–5%-ban ^{235}U -t tartalmazó urán-dioxid nukleáris üzemanyag összetétele a kiégést követően jelentősen megváltozik, hiszen a láncreakció során képződnek másodlagos aktinidák, plutóniumizotópok és egyéb hasadási termékek, valamint a kiégett üzemanyagban jelentős részben megtalálható az ^{238}U . A reprocessálás során a kiégett üzemanyagból egy ún. PUREX-eljárással (**P**lутonium and **U**ranium **R**ecovery by **E**Xtraction) salétromsavas (HNO_3) feltárást követően tributilfoszfát segítségével elkülönítik az uránt és a plutóniumot. Az így kinyert plutóniumból MOX üzemanyagot lehet gyártani a természetes urán dúsításából visszamaradt szegényített urán hozzáadásával. **A gyorsreaktorokban általában >20% plutóniumtartalmú MOX üzemanyagot használnak, melynek hasadóanyagát a ^{239}Pu és ^{241}Pu izotópok adják. A gyorsreaktorok esetén további előny, hogy a kiégett üzemanyagból elválasztott – hosszú felezési idejű – másodlagos aktinidákat (pl. amerícium, neptúnium) is fel lehet használni, lényegében véve nagy részüktől így meg lehet szabadulni (ugyanis a reaktorban átalakulnak más izotópokká).**

Mindezek alapján jól látható, hogy a nátriumhűtésű gyorsreaktorok nagy szerepet játszhatnak:

- a PWR-ek kiégett üzemanyagaiban található hasadóképes radioizotópok további (energetikai) hasznosításában;
- ezzel jelentősen csökkenthető a természetes uránfelhasználás is, és
- a mélységi geológiai tárolókban végleges elhelyezésre kerülő radioaktív hulladékok mennyisége, aktivitása és radiotoxicitása is számottevő mértékben csökkenthető.

Mindezt jól igazolja, hogy Oroszországban a BN-800 nátriumhűtésű gyorsreaktor évente 1,84 tonna plutóniumot igényel, amelyet 190 tonna VVER kiégett nukleáris üzemanyagból nyernek vissza. Oroszországban a Zheleznogorsk MFFF kiégett nukleáris üzemanyag-feldolgozó és nukleáris üzemanyag-gyártó üzem évente 400 nukleáris üzemanyag-kazettához gyárt MOX üzemanyag-pasztillát a BN-800 és a jövőbeli BN-1200 gyorsreaktorokhoz. **Ugyanakkor további komoly fejlesztéseket és erőfeszítéseket kell tenni annak érdekében, hogy a nátrium nagy kémiai reakcióképességéből eredő biztonsági problémákat megoldják, ezek jelenthetik ugyanis a kulcsot az SFR-ek elterjedésében.**

Ez volt az Elemző percek sorozatunk 128. tagja.