

# Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor első zónájának üzemanyaga

*Slonszki Emese, Hózer Zoltán*

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út. 29-33.

Az ALLEGRO reaktor első zónájának felépítéséhez szükséges megfelelő üzemanyag kiválasztásának megalapozásához összegyűjtöttük az ASTRID (MOX) és a BN-600 (UOX) fűtőelemek főbb jellemzőit. Az ALLEGRO fűtőelem minősítése szempontjából a működési tapasztalatokon felül egyaránt fontosak a kísérleti és a besugárzást követő utóvizsgálatok eredményei. Áttekintve az üzemanyagtermelési kapacitásokat, ma az UOX fűtőelem gyártása könnyebbnek tűnik, mint a MOX-é. A kis dúsítású uránt tartalmazó UOX fűtőelem használata nagy előnyt jelenthet proliferációs szempontból. A megvalósíthatósági tanulmányok alapján a MOX és az UOX üzemanyag egyaránt használható lenne az ALLEGRO reaktorban. A végső kiválasztást pedig a potenciális üzemanyag ellátóval való tárgyalás előzi meg.

A munka a Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott.

## Bevezetés

Az ALLEGRO gázhűtésű gyorsreaktor fejlesztése az úgynevezett előtervezési fázisnál tart, melyben a különböző tervezési lehetőségek értékelésével foglalkoznak. Ezek közül az egyik legfontosabb az aktív zóna tervezése. Cikkünk tömör áttekintést ad az első, alacsony hőmérsékletű zónához szóba jöhető MOX, azaz kevert urán és plutónium oxid, valamint UOX, azaz urántartalmú üzemanyagokról.

Az Európai Fenntartható Nukleáris Ipari Kezdeményezés (ESNII - European Sustainable Nuclear Industrial Initiative) keretében a résztvevők javaslatot tettek egy közös, MOX típusú üzemanyag fejlesztésére az ESNII demonstrációs célú reaktorokhoz, úgy, mint az ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration), ALFRED (Advanced Lead-cooled Fast Reactor European Demonstrator), MYRRHA (Multi-purpose hybrid research reactor) és az ALLEGRO. A közösen végzett üzemanyag fejlesztés és a gyorsreaktoros üzemanyag minősítési tapasztalatainak megosztása nagyon hasznos lehet e négy reaktortípus fejlesztéséhez. A Phénix és a Superphénix reaktorhoz használt hasonló üzemanyagokkal megszerzett működési tapasztalatok szintén alátámasztják a MOX üzemanyag új reaktorokban történő használatát. Ezekon felül a mind a négy reaktortípushoz történő üzemanyag gyártása megerősítené a termelési kapacitást Európában. Ugyanakkor az üzemanyag lassú fejlesztése és az üzemanyag gyártási képesség hiánya késést okozhat ezeknek a reaktoroknak a tervezésében és kivitelezésében.

A legtöbb, már megépült gyorsreaktor magas plutónium tartalmú MOX üzemanyagot használ. Figyelembe véve, hogy az ALLEGRO reaktor közép-európai országban fog felépülni, és az üzemanyagot ezen a régió kívül fogják gyártani, proliferációs kérdések léphetnek fel, és az üzemanyag-ellátás

- magas plutóniumtartalmú MOX üzemanyag, vagy nagy dúsítású  $^{235}\text{U}$  tartalmú UOX üzemanyag - magas szintű politikai döntésektől függhet.

Gyorsreaktorok UOX üzemanyaggal szintén régóta üzemelnek. Az UOX üzemanyag alkalmazása, különösen az alacsony dúsítású uráné (LEU), előnyös lehet proliferációs szempontból. UOX üzemanyagot ma főként Oroszországban gyártanak a BN-600 reaktorhoz. Az UOX üzemanyag ALLEGRO reaktorban való alkalmazhatóságát jelenleg Csehország, Lengyelország, Magyarország és Szlovákia 4. generációs reaktorok kutatását koordináló szervezete (V4G4) vizsgálja. A kazetta tervezését a kiválasztott üzemanyaggyártó fejezi be a projekt későbbi fázisában.

Az optimális üzemanyagtípus kiválasztása érdekében a MOX és UOX gyorsreaktoros üzemanyagok különböző aspektusait érdemes figyelembe venni. A Nemzeti Kutatási, Fejlesztési és Innovációs Alap által támogatott VKSZ\_14-1-2015-0021 azonosító számú projekt keretében zajlott munkánkban áttekintést adtunk a francia MOX és az orosz UOX üzemanyagokról az elérhető információk alapján. Az áttekintés lefedi az ASTRID és a BN-600 fűtőelemek főbb jellemzőit, működési tapasztalatait, kísérleti teszteléseiket, valamint gyártásukat.

## Oxid üzemanyag gyorsreaktorokban

Az első kísérleti gyorsreaktorokat fém üzemanyaggal építették meg [1][2]. Az amerikai Experimental Breeder Reactor (EBR-I és EBR-II) üzemanyaga 95% urán mellett 5% nemesfémeket tartalmazott (Mo, Ru, Rh, Pa, Zr, Nb). A rozsdamentes acél burkolattal ellátott fűtőelemekben henger formában helyezték el az üzemanyagot, a henger és a burkolat közötti rést pedig nátriummal töltötték ki. Az amerikai Idaho National Laboratory területén épített EBR reaktorokban [3] fém üzemanyaggal sikerült bizonyítani a

tenyésztőreaktorok működőképességét, laboratóriumi méretekben demonstrálni az üzemanyagciklus zárásának a lehetőségét, valamint azt, hogy ezzel a technológiával lehet elektromos áramot is termelni. Az üzemelés során kiderült, hogy a fém üzemanyagnak jelentős mértékű, a burkolat épségét veszélyeztető duzzadása van, ezért nagy kiégéseket nem lehetett elérni.

A hatvanas években felmerült, hogy az EBR-II reaktorban oxid üzemanyagot kellene használni, amivel egyrészt nagyobb kiégést lehetne elérni, másrészt magasabb hőmérsékleteken üzemelhetne a reaktor. A motivációk között szerepelt az is, hogy a könnyűvízes reaktorokhoz oxid üzemanyagot fejlesztettek ki, és rendelkezésre állt a szükséges technológia gyors reaktoros oxid üzemanyag gyártásához is.

A későbbiekben oxid üzemanyagot használtak az amerikai Clinch River Breeder Reactor (CRBR) és Fast Flux Testing Facility (FFTF) reaktorban is. A japán, francia, angol, orosz, indiai és kínai nátriumhűtésű gyorsreaktorok is oxid üzemanyaggal működtek és a tervek szerint a gázhűtésű ALLEGRO reaktor első zónája is ilyen üzemanyaggal indul.

Az urán- és plutóniumtartalmú oxid üzemanyagok jelentős fejlődésen mentek át az elmúlt évtizedek során. A nátriumhűtésű reaktorok fejlesztése során kiderült, hogy nagyon fontos szerepe van a megfelelő szerkezeti anyagok (burkolat, kazettafal, távtartó spirál) kiválasztásának [4][5]. A burkolat integritásának elvesztése után a nátrium az üzemanyaggal kölcsönhatásba léphet, ami duzzadásos folyamatot indíthat el, és további burkolatsérüléseket okozhat. A gázhűtésű ALLEGRO reaktorban nem várható kölcsönhatás a hélium hűtőközeg és az üzemanyag között. A burkolat sérülését azonban ennél a reaktornál is célszerű elkerülni, mert a primerkörbe került radioaktív hasadási termékek eltávolítása nem egyszerű feladat a nemesgáz hűtőközeg alkalmazása miatt.

Az EBR-II reaktor első oxid üzemanyagában több váratlan és kellemetlen változást is tapasztaltak. A neutronsugárzás hatására az acél annyira elridegedett, hogy a fűtőelemek és kazetták eltörhettek a kezelések során. A hatszög keresztmetszetű kazetták a duzzadás hatására olyan mértékben deformálódtak, ami megnehezítette a zóna átrakását. A nagymértékű deformáció korlátozta az üzemanyag kiégését a megengedhető reaktorban töltött időn keresztül.

A francia PHÉNIX és SUPERPHÉNIX reaktorban használt MOX üzemanyagnál jelentős hatása volt a burkolat belső felületéről az agresszív hasadási termékek hatására induló korróziónak abban, hogy számos fűtőelem elvesztette az integritását [5].

Az acél komponensek duzzadását az amerikai kísérleti reaktorok után a francia [5] és orosz reaktorokban [6] is tapasztalták. Hosszú fejlesztési folyamat után, különböző ötvöző elemek hozzáadásával, a kémiai összetétel és a gyártástechnológia tökéletesítésével sikerült kifejleszteni olyan ötvözeteket, amelyek egész magas kiégésig (pontosabb besugárzásig) csak kismértékben duzzadnak. Ezeket az ötvözeteket tervezik használni az európai gyorsreaktorokban, illetve ilyen acélokkal működnek az orosz gyorsreaktoros erőművek is.

## A gyorsreaktoros fűtőelemek főbb jellemzői

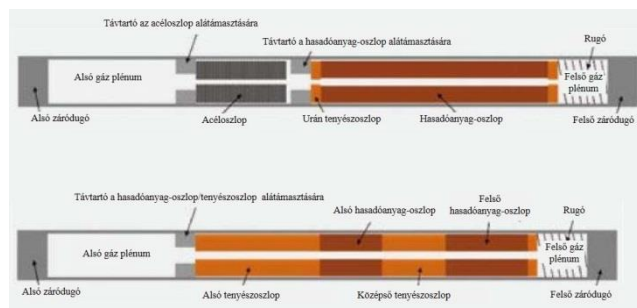
Az ALLEGRO reaktorhoz használható fűtőelemtípus kiválasztása megfelelően megalapozható az eddigi gyorsreaktoros fűtőelemek üzemelési tapasztalataival. Az alábbiakban rövid áttekintést adunk a gyorsreaktoros fűtőelemek fejlesztésének történetéről, az üzemanyag-optimalizálás főbb trendjeiről és eredményeiről. Francia és orosz gyorsreaktoros üzemanyagok főbb jellemzőinek segítségével bemutatjuk a nátriumhűtésű gyorsreaktorokhoz használt fűtőelemek fejlesztésének főbb lépéseit.

Az első gyorsreaktorok, melyek plutónium- és urántartalmú üzemanyagot (UOX) használtak, az 1950-es években épültek az Amerikai Egyesült Államokban [7].

Az 1960-as évektől már a kevert urán és plutónium oxid (MOX) üzemanyag világszerte kezdett elterjedni (Rapsodie gyorsreaktor, Franciaország, 1967; BOR-60 gyorsreaktor, Oroszország, 1968; KNK II gyorsreaktor, Németország, 1972, JOYO gyorsreaktor, Japán, 1978 és FFTF gyorsreaktor, USA, 1980), köszönhetően számos kedvező tulajdonságának. Ezek a magas olvadáspont allotróp átalakulások nélkül, kiváló stabilitás és kitűnő sugárzás alatti viselkedés, különösen a duzzadási sebesség sokkal kisebb, mint más üzemanyagoknál. Az oxid fűtőelemet számos negyedik generációs gyorsreaktorhoz tervezik használni.

A gyorsreaktoros fűtőelem-pálcák hossza 2-3 m, átmérője 5-10 mm. A 6-10 mm külső átmérőjű és 0,4-0,6 mm falvastagságú acél burkolat mindkét végén hegesztett dugóval van ellátva, a radioaktív anyag és a nátrium hűtőközeg közötti közvetlen kapcsolat létrejöttének megelőzésére. A zóna aktív magassága  $\approx 1$  m, a szinterelt tabletták külső átmérője enyhén kisebb, mint a burkolat belső átmérője, ami pedig  $\approx 100$   $\mu\text{m}$ -es radiális rést biztosít. Tervezéstől függően a fűtőelemen tömör és 1,5-2 mm középponti furattal ellátott tabletták is használhatóak.

0,3-0,5 m magas természetes, vagy szegényített urán helyezkedik el axiálisan a hasadóanyag oszlop tetején és alján tenyésztőoszlopként. Egy jövőbeni fejlődési irányzat lehet az ilyen típusú tenyésztőoszlopok használatának a megszüntetése. Már vizsgáltak olyan, axiálisan heterogén fűtőelem pálcákat is, melyekben egy rövid tenyésztőoszlop van elhelyezve a hasadóanyag-oszlop közepébe a reaktivitás veszteség csökkentésének céljából (1. ábra).



1. ábra: Fűtőelem-pálcák nátriumhűtésű gyorsreaktorokhoz [8]

A fűtőelem-pálcák mindkét végén gáz plénium van, mely szabad gáztér fogatot biztosít a kikerült hasadási gázoknak és korlátozza a hasadási gázok által előidézett belső nyomást. Bár jellemzően a hasadóanyag-oszlop és a pléniumok térfogata közel azonos méretű, mégis inkább a fűtőelem alján

levő plénium a nagyobb, mivel ez a hidegebb hely a fűtőelemen, ami pedig csökkenti a gáznyomás növekedését. A magas hőmérséklet miatt a hasadási gázok kibocsátása nagyon jelentős, akár 80% is lehet [9].

A gyártás végén a fűtőelem-pálcák 1 atm alatti hélium gázt tartalmaznak. A hélium gáznak nagy a hővezető képessége, ami javítja a tableta és a burkolat közötti rés hővezetését.

A kazetták hatszög alakúak, a fűtőelemeket hatszögletű kazettafal veszi körül (kb. 100-300 fűtőelem-pálcá kazettánként). A pálcák közötti távtartó acélból készített spirál alakú drót, mely rá van tekerve a pálcákra.

Az orosz reaktorok kivételével, ahol a gyorsreaktorok üzemanyag-tablettája UOX, a tableta általában 15% és 30% közötti plutóniumtartalmú kevert oxid. A plutónium tartalom a zóna külső részében magasabb, mint a belsőben, ezzel kompenzálva a reaktorzóna szélén a neutronfluxus csökkenését.

### ASTRID típusú fűtőelem gyorsreaktorhoz

A francia ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) negyedik generációs nátriumhűtésű gyorsreaktor fejlesztését 2010-ben kezdték meg nemzetközi együttműködés keretében Oroszország és India részvételével. A reaktor megépülésének várható idejét 2030 utánra datálták [10].

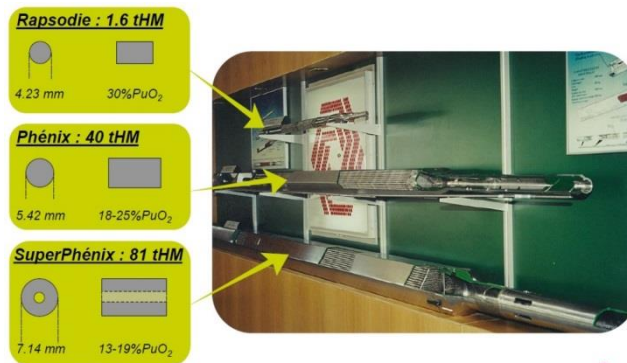
Az ASTRID fejlesztésének fő céljai között szerepelt egy ipari nátriumhűtésű gyorsreaktor (SFR - sodium cooled fast reactor) működőképességének demonstrálása, továbbá a plutónium kezelésének és a transzmutációs képességnek a fejlesztése, a nukleáris hulladék csökkentésének korlátozása, valamint a biztonsági tartalékok fokozása a harmadik generációs reaktorokhoz képest. A kutatási-fejlesztési munka során törekedtek a Superphénix reaktor hátrányainak kiküszöbölésére is.

Az ASTRID fűtőelem fejlesztésének alapjai a francia Phénix (35 éves működés) és Superphénix fűtőelemek (2. ábra). Összehasonlítva a korábbi Phénix, Superphénix, vagy más európai gyorsreaktorok fűtőelemeivel, a fűtőelem-pálcá átmérője nagyobb lett, mégpedig 9-10 mm, szemben pl. a Superphénix 8,5 mm-ével [8] (3. ábra). A pálcák közötti távolságot biztosító spirál drót átmérője a korábbi 1,15-1,2 mm-ről 1 mm-re csökkent. A spirál drót kisebb átmérője, társítva a nagyobb pálcá átmérővel növeli az üzemanyag hányadát, és csökkenti a nátrium mennyiségét a rendszeren belül, ami pedig kedvező a biztonsági célkitűzések szempontjából. Speciális jellemzője ugyanis az ASTRID-hoz tervezett zónának, hogy nincs olyan elrendezése, amely mellett az üregtényező pozitív lehet. Az első ASTRID zónához a fűtőelem burkolata AIM1 (Austenitic Improved Material) néven, titániummal stabilizált acél lesz, (15-15Ti, mely ötvözetben 15wt% Cr és 15wt% Ni van).

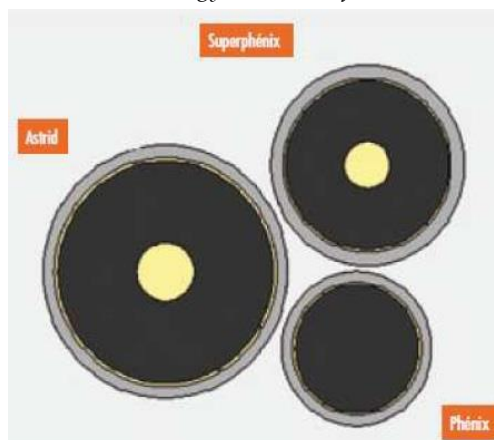
### BN-600 típusú fűtőelem gyorsreaktorhoz

Az orosz gyorsreaktorok közül az Aktauban üzemelt BN-350 és a Belojarszk Atomerómű 3. blokkján üzemelő BN-600 nátriumhűtésű gyorsreaktorok üzemanyaga UOX. Ugyanakkor fejlesztés alatt van a MOX üzemanyaggal töltött zóna. A BN-350 1973-ban, míg a BN-600 1980-ban kezdte meg a villamos energia termelését. A BN-350 20% dúsítási tartományban levő üzemanyaggal működött 1998-ig [11]. A BN-600 zóna három különböző  $^{235}\text{U}$  dúsítási szintű üzemanyag-kazetta típusú tartalmaz, melyek  $\text{UO}_2$  dúsítása a

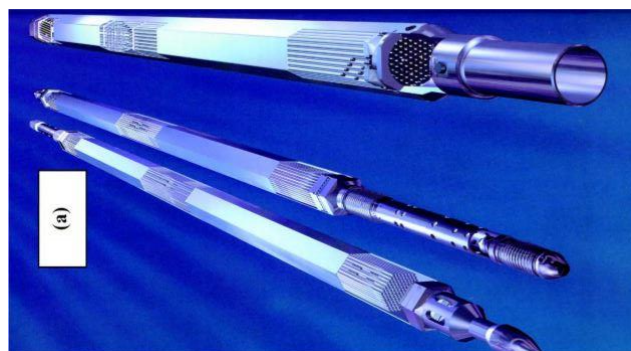
17% és 33% közötti tartományban van [13] (4. ábra). A BN-600 fűtőelem burkolata ChS-68 ausztenites rozsdamentes acél. A MOX üzemanyagot használó BN-800 gyorsreaktor 2015. december 11-én csatlakozott ez elektromos hálózathoz Oroszországban.



2. ábra: Francia gyorsreaktoros fűtőelemek [10]



3. ábra: A nátriumhűtésű gyorsreaktorok fűtőelemének keresztmetszetei [8]



4. ábra: BN-600 fűtőelem [14]

## Atomeróművi felhasználás

Mind a francia, mind az orosz gyorsreaktoros fűtőelemeket sikeresen használták az említett erőművekben, miáltal mára már több évtizedes működési tapasztalat áll rendelkezésünkre a nátriumhűtésű gyorsreaktorok üzemanyagainak tekintetében. A hosszú távú működést pedig fontos fejlesztések kísérték, melyeknek jelentős mértékű hajtóerejét képezték a fűtőelem meghibásodási tapasztalatok. A szerkezeti anyagokat úgy optimalizálták, hogy jelentős változások nélkül kibírják a hosszú ideig tartó besugárzásokat.

A francia Phénix reaktorban több mint 35 éves működése során (1974-1990) a kb. 150000 besugárzott fűtőelem közül

mindössze 15 fűtőelem burkolata sérült meg (melyek közül 8 kísérleti kazettában volt) [15]. A 15 sérült fűtőelem közül 11 esetén mértek szivárgó gázt. A detektáló rendszerek hatékonyságának köszönhetően ezeket a sérüléseket még korán észrevették és a legtöbb esetben a reaktor leállt, mielőtt elérték volna az automata leállítást indító szintet.

A Superphénix reaktor lényegesen rövidebb működése során (1985-1998) 101 anomália és üzemzavari esemény történt, amelynek mindössze a 4%-a származott a fűtőelem meghibásodásából és nem azonosítottak burkolatsérülést [16].

Az üzemanyag-kazetták kezelése nagy kihívást jelent, mivel jelentősen befolyásolja a leállási időszak időtartamát az újratöltésnél vagy a zóna átrendezésekor. Az üzemanyag-kezelő rendszerrel szállítják és kezelik az üzemanyagot annak nukleáris létesítménybe való belépésétől a reaktorban eltöltött időt követő eltávolításáig. Az üzemanyag kezelésének három metódusa az üzemanyag-kazetták reaktortartályban történő kezelése, a zónabetöltő és -kiürítő rendszer, végül pedig a tartályon kívüli kezelés.

Az összes folyékony fémhűtésű gyorsreaktorból (LMFBR – Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor) származó kiégett üzemanyag-kazetta nátriummal hűtött átmeneti fűtőelem tárolótartályba kerül, ahol addig maradnak, amíg bomláshőjük kellően le nem csökken a további tisztításhoz és szállításhoz [8][16]. Az üzemanyagkazetta-kezelő rendszerben is előfordulhat meghibásodás, melyre volt példa a Superphénix reaktorban, amikor is a ferrites acélból készült tároló tartály belső fala megrepedt a művelet elején, mivel a teljesítmény növelést megelőző feszültség és hidrogéndús környezet kombinációja következtében a hegesztések elridegtek.

Az orosz BN-600 gyorsreaktor 1980 óta üzemel. Az indulása óta több zónafejlesztésen ment át, melyek során változott az üzemanyag dúsítása is. A négy eltérő zóna elrendezéssel való üzemelés időintervallumai: 1980-1986, 1987-1991, 1993-2004 és a 2005 óta üzemelő, jelenlegi elrendezés. Az üzemanyag-kazetták dúsítása az első időszakban 21% és 33% volt, míg ezt követően 17%; 21% és 26% [13].

Az első típusú zónával való üzemelés során a betöltések közötti időszakok végén szinte minden esetben találtak sérült fűtőelemet [16]. Az üzemanyag-kazettákat vizsgálva arra az eredményre jutottak, hogy a sérüléseket okozhatták a fűtőelem feszült működési körülményei ugyanúgy, mint a fűtőelem burkolat rossz minőségű szerkezeti anyaga. Ebben az időszakban mintegy 60 fűtőelem vált inhermetikussá üzemelés közben. A fűtőelem meghibásodások okait ténylegesen az első zóna módosítása után sikerült kijavítaniuk. 1999 óta nem történt olyan eset, melynél a standard fűtőelem integritásának elvesztése a reaktor leállításához vezetett volna [17].

A reaktoron kívüli fűtőelem kezelési rendszer része a friss BN-600 fűtőelemek tárolására szolgáló, gázzal töltött tartály, valamint a már említett nátriumhűtésű, kiégett fűtőelemeket tároló átmeneti tároló tartály [18]. Mindkét tároló tartály története problémamentes. A kazettákat 3 évig vizes medencében tartják, majd a reprocesszáló üzembe szállítják. A meghibásodott üzemanyag-kazettákat légmentesen zárt tartályban tárolják, míg az épeket nyitott tartályban.

## Alap és tranziens besugárzások

Mindkét (UOX/MOX) típusú fűtőelemet vizsgálták kutatóreaktorban és atomeróműben elvégzett besugárzás után. A kutatóreaktorokban elvégzett besugárzások jóval rugalmasabbak az atomeróművi vizsgálatoknál. A működési paraméterek könnyebben változtathatók és a reaktor potenciálisan tesztelhető olyan körülmények között, melyek nem fordulhatnak elő egy atomeróműben normál körülmények között. Továbbá a kutató reaktorokban elvégzett fűtőelem kísérletek jól műszerezettek, melyek segítségével részletes információk kaphatóak a fűtőelemek viselkedéséről. A vizsgálatok során sikeresen azonosították a fűtőelem épségének elvesztéséhez vezető fő mechanizmusokat.

Az ASTRID típusú üzemanyagok tekintetében a már korábban is említett Phénix fűtőelemekkel elvégzett alap és tranziens besugárzásokból származó eredmények állnak rendelkezésünkre jelenleg, tekintettel arra, hogy az ASTRID fűtőelem jelenleg is fejlesztés alatt áll. A besugárzásokat az Osiris Anyagkutató Reaktorban, a Rapsodie, a Phénix és a Superphénix reaktorokban végezték. Az ASTRID fűtőelem besugárzás alatti viselkedésének vizsgálatát anyagvizsgáló reaktorokban fogják elvégezni. Ezek a vizsgálatok magukban foglalják a kísérleti paraméterek meghatározását, a besugárzott fűtőelemek vizsgálatát és kiértékelését, a modellezési számításokat és az üzemanyag kiválasztási folyamat megindítását [19].

A Phénix fűtőelemek esetében publikált anyagokban a besugárzás utáni vizsgálatok kiterjedtek a tablettában keletkező hasadási termékek vizsgálatára, a tableta és burkolat között létrejövő mechanikai és kémiai kölcsönhatás vizsgálatára, valamint a másodlagos aktinoidák és a hosszú felezési idejű hasadási termékek transzmutációjának tanulmányozására [20].

Az orosz BOR-60 reaktor egy nátriumhűtésű prototípus reaktor, melyben számos tesztet végeztek már el, különböző típusú fűtőelemeket vizsgálva, többek között a BN-600 reaktorhoz [21]. Ezen felül a BN-350 és a BN-600 reaktorban sugároztak meg be ilyen BN-600 fűtőelemeket [15].

A francia gyorsreaktoros MOX üzemanyag viselkedését tranziens körülmények között számos kísérleti programban vizsgálták a Cabri reaktorban [22]. A Cabri kísérleti program fő célja a gyors tranziens kezdeti fázisra gyakorolt hatásának alaposabb megértése volt a kockázatelemzési tanulmányok figyelembe vételével, egy tranziens körülményeket biztosító kísérleti berendezésben elhelyezett fűtőelem-pálca viselkedésének megfigyelésével. A Cabri kísérleti programban két kísérlet-sorozatot hajtottak végre, ami a Cabri-I kísérleti programmal indult, melyben két balesettípus hatását vizsgálták (1973-1987). Az egyikben tranziens eseményként a teljesítmény hirtelen történt nagymértékű növelését szimulálták tipikus, állandósult állapotú reaktor körülményekről kiindulva, míg a másikban a nátrium hűtőközeg áramlási sebességét csökkentették névleges állandósult állapotú körülményekről indulva, ezzel szimulálva a reaktor körülményeket egy védelem nélküli szivattyú kiesés esetén. A második balesettípus esetén a kísérleteket egyaránt elvégezték az első típussal kombinálva és önállóan is. A Cabri-I kísérletekben tömör, alacsony, vagy közepes kiégésű üzemanyagot vizsgáltak. Az új kísérletsorozatban a Cabri-II-ben új burkolat anyagokat, nagy

kiegész, gyűrűs tablettát, valamint kisebb teljesítmény ugrásokat vizsgáltak.

Minden bizonnyal számos vizsgálatot végeztek az orosz gyorsreaktoros UOX üzemanyaggal is, ám az eredmények nem érhetőek el nyilvános irodalomként.

## Üzemanyag gyártás

A MOX üzemanyagot a Cadarache plutónium műhelyben gyártották a francia reaktorokhoz [20]. 2003-ban a kereskedelmi MOX üzemanyag termelés megszűnt, és a műhelyt előkészítették a végleges bezáráshoz és leszereléshez [23], az ASTRID reaktorhoz szükséges üzemanyag gyártásához pedig valószínűleg új létesítményekre lesz szükség.

A Monju és Joyo nátriumhűtésű gyorsreaktorokhoz a japán PFPF (Plutonium Fuel Production Facility) üzemben gyártották a MOX üzemanyagot. Az üzem még mindig létezik, de 2005 óta nem gyártanak fűtőelemeket [24].

A JSC Mashinostroitelny Zavod, az Oroszország Moszkva Tartományában levő Electrostalban, az 1970-es években kezdte meg a BN-350 és a BN-600 nukleáris üzemanyagok sorozatgyártását [25]. A gyárban jelenleg is folyamatos a termelés.

## Összefoglalás

Elmondhatjuk, hogy a folyamatban levő megvalósíthatósági tanulmányok azt mutatják, hogy mind a MOX, mind az UOX üzemanyag használható az ALLEGRO reaktor első

zónájában. A fizikai lehetőségeken túl azonban számos más szempontot figyelembe kell venni az üzemanyag kiválasztása során, melyekről áttekintést adunk az ASTRID és a BN-600 fűtőelemekről elérhető információk összefoglalásával az 1. táblázatban.

1. táblázat Az ASTRID és a BN-600 üzemanyag összehasonlítása

	ASTRID	BN-600
Tabletta	MOX	UOX
Burkolat	AIM1	ChS-68CW
Működési tapasztalatok	Évtizedeken át tartó üzemelés a Phénix és a Superphénix reaktorokban.	Évtizedeken át tartó üzemelés a BN-350 és a BN-600 reaktorokban.
Besugárzás utáni fűtőelem vizsgálatok	Besugárzás az Osiris, Rapsodie, Phénix és Superphénix reaktorokban.	Besugárzás a BOR-60, BN-350 és BN-600 reaktorokban.
Tranziens körülmények között végrehajtott kísérletek	Nagy számban elvégzett kísérletek a Cabri reaktorban.	Nincs elérhető kísérleti adat nyílt irodalomban.
Üzemanyag termelés	Jelenleg nincs termelés.	Folyamatos termelés Electrostalban.

## Irodalomjegyzék

- [1] G.L. Hofman, L.C. Walters, T.H. Bauer: *Metallic fast reactor fuels*, *Progress in Nuclear Energy, Volume 31, Issues 1–2, 1997, Pages 83-110*
- [2] R.J.M Konings (editor in chief): *Comprehensive Nuclear Materials: Material properties/oxide fuels for light water reactors and fast neutron reactors. Volume 2, Elsevier (2012)*
- [3] L.C. Walters: *Thirty years of fuels and materials information from EBR-II*, *Journal of Nuclear Materials* 270 (1999) 39-48
- [4] Douglas C. Crawford, Douglas L. Porter, Steven L. Hayes: *Fuels for sodium-cooled fast reactors: US perspective*, *Journal of Nuclear Materials* 371 (2007) 202–231
- [5] H. Bailly, C. Prunier, D. Ménessier (editors): *The Nuclear Fuel of Pressurized Water Reactors and Fast Neutron Reactors: Design and Behaviour*, Lavoisier Publishing / Intercept Limited, 1999
- [6] S.I. Porollo, S.V. Shulepin, A.M. Dvoryashin, Yu.V. Konobeev, L.M. Zabudko: *Results of investigation of BN-600 fuel elements irradiated in type-1 core*, *Atomic Energy, vol. 118, No. 6., 2015*
- [7] Y. Guerin: *Fuel Performance of Fast Spectrum Oxide Fuel*, *Comprehensive nuclear materials, Volume 2, Chapter 2.21, 2012 Elsevier Ltd.*
- [8] *4th-generation sodium-cooled fast reactors the ASTRID technological demonstrator, From research the industry CEA Nuclear Energy Division, December 2012*
- [9] Sidik Permana, Mitsutoshi Suzuki, Masaki Saito, Novitrian, Abdul Waris, Zaki Suud: *Study on material attractiveness aspect of spent nuclear fuel of LWR and FBR cycles based on isotopic plutonium production* *Energy Conversion and Management* Vol. 72, 2013, pp. 19–26
- [10] E.-Y. García-Cervantes, J.L. François: *A comparison between oxide and metallic fueled ASTRID-like reactors*, *Annals of Nuclear Energy* 94 (2016) 350–358
- [11] T. Geneves, F. Audubert, D. Favet, L. Paret: *Feedback on FBR fuel fabrication at ATPu facility, as a support to the design of a future facility, FR13 – Track 6 : Fast Reactor Fuel Cycle, 7th of March, 2013, Paris*
- [12] *Management of high enriched uranium for peaceful purposes: Status and trends, IAEA-TECDOC-1452, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2005*
- [13] Pavel Podvig: *History of Highly Enriched Uranium Production in Russia, Russian Nuclear Forces Project, Geneva, Switzerland, Science & Global Security, 19:46–67, 2011*
- [14] *Structural materials for liquid metal cooled fast reactor fuel assemblies – operational behaviour, IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NF-T-4.3, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2012*
- [15] *Status of Fast Reactor Research and Technology Development, IAEA-TECDOC-1691, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2012*
- [16] *Unusual occurrences during LMFR operation, Proceedings of a Technical Committee meeting, Vienna, 9-13 November 1998, IAEA-TECDOC-1180, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 2000*

- [17] O.A. Potapov: *Operating experience from the BN600 sodium fast reactor, T9.1, 2013, Source: <https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meetings/2013/2013-03-04-03-07-CF-NPTD/T9.1/T9.1.potapov.pdf>*
- [18] Yu.K. Buksha, Yu.E. Bagdassarov, A.I. Kiryushin, N.G. Kuzavkov, Yu.L. Kamanin, N.N. Oshkanov, V.V. Vylomov: *Operation experience of the BN-600 fast reactor, Nuclear Engineering and Design 173 (1997) 67-79*
- [19] *ESNII European Sustainable Nuclear Industrial Initiative, A Demonstration Programme for Fast Neutron Reactors, A contribution to the EU Low Carbon Energy Policy, Sustainable Nuclear Energy Technology Platform*
- [20] J. Leclere, Y. Bibilashvili, F. Reshetnikov, S. Antipov, V. Poplavski, I. Zabudko, V. Tsykanov, A. Mayorshin, T. Ikegami: *MOX fuel fabrication and utilization in fast reactors worldwide, Invited Paper, IAEA-SM-358/TV*
- [21] *Russia Completes Design Work For New Fast Reactor, THE WORLD'S NUCLEAR NEWS AGENCY 30 July 2004 / News N°157/04 / A NUCNET, Source: NucNet correspondent Judith Perera / RIAR / IAEA*
- [22] *Fast reactor fuel failures and steam generator leaks: transient and accident analysis approaches, IAEA-TECDOC-908, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, VIENNA, 1996*
- [23] *History of plutonium fuel production in Cadarache, AREVA, Source: <http://www.aveva.com/EN/operations-1184/key-dates-for-aveva-s-cadarache-site.html?XTMC=AREVA%20LA%20HAGUE?xtmc=ATPu&xtcr=1>*
- [24] *[http://insaf-net.org/mox\\_wg/JAEA.pdf](http://insaf-net.org/mox_wg/JAEA.pdf)*
- [25] *Uranium for Nuclear Power, Resources, Mining and Transformation to Fuel, Edited by Ian Hore-Lacy, 2016*