

A KIÉGETT ÜZEMANYAG JELLEMZŐI ÉS FELDOLGOZÁSA

Hózer Zoltán

PhD, MTA Energiatudományi Kutatóközpont
hozer.zoltan@energia.mta.hu

Bevezetés

A paksi reaktorok kiégett üzemanyagának hasznosítási lehetőségeiről a közelmúltban készített tanulmány szerint a jelenleg üzemelő négy blokk meghosszabbított üzemidejének lejártakor 2200 t kiégett üzemanyag marad hátra (Brolly et al., 2013). Ennek feldolgozása-
kor kinyerhető annyi plutónium és urán, amennyiből 237 t MOX (*Mixed-Oxide*) és 288 t REPUOX (*Reprocessed Uranium Oxide*) típusú üzemanyag állítható elő. A reprocesszá-
lásból származó több mint 500 t üzemanyag-
gal egy 1200 MW elektromos teljesítményű
reaktort kb. 30 évig lehetne üzemeltetni.

A példa jól szemlélteti, hogy milyen komoly haszna lehet a kiégett nukleáris üzemanyag feldolgozásának. Tanulmányunkban röviden áttekintjük a kiégett üzemanyag jellemzőit, bemutatjuk a technológiákat, amelyek lehetővé teszik az újrahhasznosítást, és foglalkozunk az újrafeldolgozás időpontjának optimalizálásával is.

A kiégett üzemanyag néhány jellemzője

Az atomerőművi reaktorok többsége UO_2 üzemanyaggal működik. A hasadóképes ^{235}U izotóp jellemző kezdeti dúsítása 3–5%, a friss üzemanyag urántartalmának 95–97%-át az ^{238}U izotóp adja. Az atomreaktorban végbe-

menő magfizikai folyamatok következtében az üzemanyag összetétele jelentősen átalakul. A láncreakció során az elhasadó atommagokból hasadási termékek keletkeznek, amelyek között vannak radioaktív és stabil izotópok is. Az ^{238}U -ból neutronbefogással transzurán elemek képződnek, ezek közül a legnagyobb mennyiségben a plutónium jelenik meg, aminek vannak hasadóképes izotópjai is. A kiégett üzemanyag végleges elhelyezése szempontjából fontos egyéb, ún. másodlagos aktinidák (neptúnium, amerícium és kúrium) további magreakciókkal jönnek létre.

Egy 2100 kWh/kgU kiégésű üzemanyag tömegének 93%-át az urán teszi ki (*1. ábra*). Ennek ^{235}U -tartalma valamivel magasabb, mint a természetes uráné. A plutónium tömege 1,9%, míg a másodlagos aktinidák tömege mindössze 0,1%-ot tesz ki. A hasadási termékek részaránya 5%, ebből 3,9% stabil izotóp.

A kiégett üzemanyag erősen radioaktív, így tárolásakor és szállításakor sugárvédelmi árnyékolás szükséges. A radioaktív izotópok bomlása hőt termel, ezért a kiégett kazetták kezelésekor gondoskodni kell a maradványhő folyamatos elviteléről is.

A kiégett tablettákban a periódusos rendszer nagyon sok eleme megjelenik. Heterogén összetétel és szerkezet alakul ki az üzemanyagban. A hasadási termékek és aktinidák kü-

lönböző halmazállapotban és kémiai formában fordulnak elő. Vannak gáznemű hasadási termékek, mások fémes zárványokat vagy oxidokat képeznek, és vannak elemek, amelyek beépülnek az UO_2 kristályrácsba az elhasadt uránatom helyére.

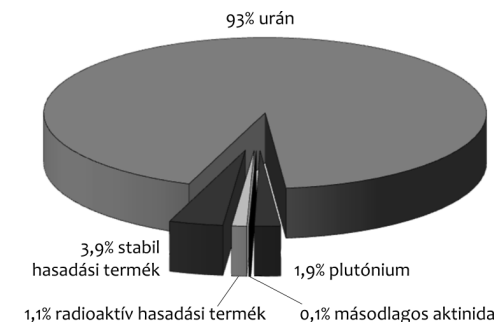
A kiégett üzemanyag tárolása során tovább változik az összetétel. A rövid felezési idejű izotópok részaránya csökken, és ezzel együtt folyamatosan csökken az üzemanyag aktivitása és a maradványhő is.

A kiégett üzemanyag radiotoxicitásában (potenciális egészségkárosító hatásában) a reaktor leállása után a radioaktív hasadási termékek dominálnak. Ötven éves tárolás után a hasadási termékek részaránya már csak 20%. Több száz év után, a nagyon hosszú felezési idejű alfa-sugárzó transzurán izotópok mellett a hasadási termékek a radiotoxicitásnak kevesebb mint 1%-át adják. Több ezer éves tárolás után a plutónium jelenti a legnagyobb potenciális egészségkárosító hatást a kiégett üzemanyagban.

A kiégett üzemanyag feldolgozásának előnyei, az előállítható üzemanyagok

A kiégett nukleáris üzemanyag feldolgozását alapvetően két szempont motiválja: egyrészt a kiégett üzemanyagban található, jelentős mennyiségű hasadóképes radioizotóp hasznosítása energiatermelésre atomreaktorokban (ezzel csökken a természetes urán felhasználása is), másrészt a végleges elhelyezésre kerülő radioaktív hulladékok mennyiségének, aktivitásának és radiotoxicitásának csökkentése.

A reprocesszálsból visszamaradó hulladék erősen radioaktív. Ezt a hulladékot vitrifikálják, azaz olvadt üveggel keverik össze. Az üveg sokkal korrózióállóbb, mint a kazet-
ták fémhöz készült szerkezeti elemei, így nagyon tartós védelmi gátat jelent a radioaktív



1. ábra • 50 MWnap/kgU kiégésű üzemanyag összetétele

izotópok környezetbe jutása ellen. Az céltartályokban elhelyezett vitrifikált hulladék gyakorlatilag nem jelent veszélyt a környezetre. A reprocesszáls után szétválasztott anyagokból többféle üzemanyagot is lehet gyártani.

Az elválasztott uránból REPUOX-üzemanyag készíthető, amelynek hasadóanyaga az ^{235}U izotóp. Az elválasztás után az ^{235}U koncentrációját dúsított urán hozzáadásával kell javítani, hogy elérjük a reaktorban szükséges hasadóanyag-koncentrációt. A feldolgozott uránban megjelennek olyan izotópok is, amelyek nem találhatóak a természetes uránban. A hatvankilenc év felezési idejű ^{232}U izotóp bomlásakor keménygamma-sugárzó izotópok keletkeznek, ezért ez az üzemanyag sugárvédelmi szempontból különleges kezelést igényelhet. A REPUOX üzemanyagban megjelenő ^{236}U izotóp neutronelnyelő tulajdonságát a hasadóképes ^{235}U izotóp mennyiségének növelésével kell kompenzálni.

Az elválasztás során külön megjelenő plutóniumból MOX-üzemanyagot lehet gyártani a természetes urán dúsításából visszamaradt szegényített urán hozzáadásával. A nyomtattvízes reaktorok MOX üzemanyagában a plutóniumtartalom 10% alatt van, míg a gyorsreaktorokban közel 20%-os plutónium-

tartalom szükséges. A ^{239}Pu és ^{241}Pu izotópok adják a MOX-üzemanyag hasadóanyagát, de a feldolgozott üzemanyagból származó plutóniumban több páros tömegszámú izotóp is megjelenik. A 14 év felezési idejű ^{241}Pu izotópból ^{241}Am keletkezik, ezért a MOX-üzemanyagot nem célszerű hosszú ideig tárolni.

Az orosz üzemanyag-szállító REMIX néven egy olyan üzemanyag kifejlesztését tervezi, amelyben a reprocessálásból származó urán és plutónium együtt jelenik meg (Fedorov et al., 2015). A REMIX-üzemanyag gyártásához is szükség van dúsított uránra, amit hozzákevernek az elválasztásból származó urán-plutónium keverékhez.

Gyorsreaktorokhoz fel lehet használni a kiegészített üzemanyag másodlagos aktinida (MA) tartalmát is (IAEA, 2009; IAEA, 2010). Az MA-tartalmú – jelenleg fejlesztés alatt álló – üzemanyagban a reprocessálásból származó U, Pu, Am és Np együtt jelenik meg oxidok formájában.

A jelenleg elterjedten használt oxid üzemanyag mellett a gyorsreaktorokhoz és a bal-és-álló üzemanyag kifejlesztéséhez számos egyéb összetételt is vizsgálnak a kutatók. Ezek közé tartoznak a nitridek, karbidok, szilicidok és a fém- és kerámiaalapú inert mátrix tableták is. Meg kell említeni, hogy ezek az anyagok nem feltétlenül reprocessálhatóak az oxidokhoz kifejlesztett technológiákkal. A nitridek nem oldódnak salétromsavban, csak folytsavban, aminek ipari mennyiségű előállítása komoly kihívást jelent. A karbidok salétromsavas oldódásakor pedig szerves uránvegyületek keletkeznek, amelyek speciális elválasztást igényelnek.

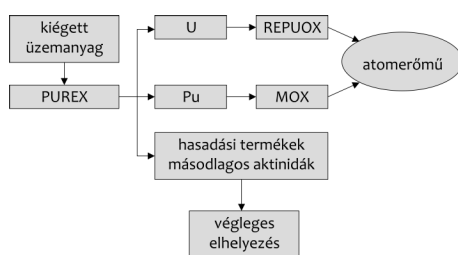
Reprocessálási technológiák

A kiegészített üzemanyag feldolgozására először a II. világháborúban, az atombomba gyártásá-

hoz hozták létre egy bizmut-foszfátos eljárást, amellyel a plutóniumot ki lehetett nyerni. A jelenleg elterjedt és ipari méretekben használt PUREX- (*Plutonium and Uranium Recovery by Extraction*) eljárás ennek a továbbfejlesztésével jött létre. A PUREX-eljárásban az üzemanyag salétromsavas oldása után tributilfoszfát hozzáadásával különítik el az uránt és a plutóniumot. A visszamaradó hulladékban a hasadási termékek mellett megtalálhatóak a másodlagos aktinidák is (2. ábra).

A PUREX-technológiával csak több éves pihentetés után lehet feldolgozni a kiegészített üzemanyagot, mivel a szerves oldószerek nem eléggé sugárállóak. Az eljárás hátrányai között szokták említeni, hogy az atombomba előállítására is alkalmas Pu elkülönülve jelenik meg, ami proliferációs kockázatot jelent.

A PUREX-eljárás alkalmas a MOX-üzemanyag reprocessálására is. A MOX többszörös feldolgozására jelenleg azért nem kerül sor, mert a termikus reaktorokban a plutóniumizotópok részarányai reaktorfizikai szempontból kedvezőtlenül változnak, a kiegészítéssel csökken a hasznosítható hasadóképes izotópok részaránya. A gyorsreaktorok esetében nincs akadálya az üzemanyag ciklikus feldolgozásának. Orosz szakemberek szerint a REMIX-üzemanyag ciklikus feldolgozása termikus reaktorokkal is megoldható, mivel az alacsony plutóniumtartalom miatt az izo-



2. ábra • Reprocessálás PUREX-eljárással

tópösszetétel nem változik olyan kedvezőtlenül, mint a MOX esetében.

Az üzemanyag feldolgozására pirometallurgiai módszereket is lehet használni. Ilyenkor magas hőmérsékletű sóoldadékokban oldják fel az üzemanyagot. Az olvadék elektrolízisekor a fémek kiválnak az elektródokon. Ezzel a módszerrel nagy tisztaságú plutóniumot nem lehet előállítani, a másodlagos aktinidák egy része a plutóniummal együtt válik ki. Ez proliferációs szempontból nem kedvezőtlen, mert így nem keletkezik olyan, könnyen kezelhető plutónium, amelyből atombombát lehetne készíteni. A pirometallurgiai eljárásokban nincs olyan szerves oldószerek, ami korlátozná a kiegészített üzemanyag aktivitását, így az üzemanyag rövid pihentetés után is feldolgozható. A pirometallurgiai módszer kompakt berendezéseket használ, amelyek közvetlenül erőművek mellé is telepíthetőek (ilyen megoldást terveznek például az új, ölműhűtésű orosz gyorsreaktorokhoz).

Újrafeldolgozás jelenleg

A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség nyilvántartása szerint atomerőművekben eddig 380 500 t kiegészített üzemanyag keletkezett (IAEA, 2015). A tárolókban található kiegészített üzemanyag mennyisége 258 700 t. A két tömeg különbsége adja az eddig feldolgozott üzemanyag mennyiségét, ami közel harmada a teljes keletkezett mennyiségnek.

A világon működő összes atomerőműben évente kb. 10 000 t kiegészített üzemanyag keletkezik. A francia, indiai, japán, orosz és angol reprocessáló üzemek összteljesítménye évi 4800 t, a tényleges feldolgozás évi kb. 3000 t.

Egy nemzetközi szakértői csoport összefoglaló tanulmányt készített arról, hogy milyen lehetőségek vannak a közép-kelet-európai atomerőművekben keletkező kiegészített

kazetták kezelésére (Hózer et al., 2015). A kiegészített üzemanyag feldolgozására Franciaországban és Oroszországban lenne lehetőség.

A franciaországi La Hague telephelyen 1976 óta üzemel reprocessáló üzem PUREX-technológiával. Az újrafeldolgozás során keletkező MOX-üzemanyaggal 21 reaktort láttnak el, míg REPUOX-kazettákkal négy reaktor működik. A hulladékot vitrifikálják, és olyan tartályokba töltik, amelyek megfelelnek a végleges elhelyezés követelményeinek is.

Az orosz Majak üzem 1977 óta működik, ugyancsak PUREX-technológiával. Itt dolgozzák fel a VVER-440, BN-350 és BN-600 atomerőművi reaktorok, valamint atomjegtörők és számos kutatóreaktor üzemanyagát is. A kinyert uránból REPUOX-üzemanyag készül az RBMK-1000 reaktorok fűtőelemeihez. A plutónium egy részét az üzemelő gyorsreaktorok MOX-üzemanyagához használják fel. A plutónium másik részét tárolják a később építendő gyorsreaktorok indításához. Termikus reaktorokhoz nem gyártanak MOX-üzemanyagot, de tervezik a REMIX bevezetését. A hulladékot az oroszok is vitrifikálják. A VVER-1000 reaktorok kiegészített üzemanyagának feldolgozását 2020 után egy új telephelyen fogják megkezdeni. Itt tudják majd fogadni a Pakson épülő VVER-1200 reaktorok kiegészített üzemanyagát is.

Újrafeldolgozás a jövőben

A gyorsreaktorok széles körű elterjedésével lehetővé válik az üzemanyagciklus zárása (Gadó, 2015; Szieberth, 2015). Ehhez azonban nemcsak új reaktorok kellenek, hanem a PUREX-eljárásnál fejlettebb reprocessálási technológia is szükséges.

Az ún. fejlett újrafeldolgozás elsősorban abban különbözik a PUREX-technológiától, hogy az üzemanyag kémiai elválasztása sokkal

több elemcsoportra valósul meg. A fejlett újrafeldolgozási eljárás egyes lépéseinek optimális megvalósításával több nemzetközi projekt is foglalkozik (Bourg et al., 2012). A fejlett újrafeldolgozás lehetővé teszi olyan üzemanyag gyártását a gyorsreaktorok számára, amelyben az urán és a plutónium mellett a másodlagos aktinidák is megtalálhatóak (3. ábra). A jelenleg laboratóriumi fejlesztés alatt álló eljárásokkal szemben – proliferációs megfontolásokból – elvárás, hogy ne keletkezzen tiszta plutónium a folyamat során. Ezért célszerű a plutóniumot és az erősen sugárzó izotópokat tartalmazó másodlagos aktinidákat közös csoportban előállítani. A távlati célok között megjelenik a nagyon hosszú felezési idejű hasadási termékek (^{129}I [felezési idő: 10^7 év], ^{93}Zr [$1,6 \cdot 10^6$ év], ^{99}Tc [$2 \cdot 10^5$ év]), a nagy hőfejlődést okozó hasadási termékek (^{90}Sr és ^{137}Cs) és egyes hasznosítható anyagok (például palládium) elkülönítése is.

Az újrafeldolgozás időzítése

A kiégett üzemanyag feldolgozásának megkezdése előtt számos műszaki, gazdasági, környezetvédelmi és egyéb, távlati szempontot kell mérlegelni.

A feldolgozás alapvető műszaki feltétele, hogy megfelelő reprocesszási kapacitás álljon rendelkezésre. Kisebb országoknak nem érdemes saját reprocesszási üzem létesíteniük. A külföldi partnerek kapacitása és feldol-

gozási ajánlatai alapján el lehet dönteni, hogy érdemes-e megkezdeni a kiégett üzemanyag újrafeldolgozását, amelynek megkezdését motiválhatja, ha az adott országban van a reprocesszálsból származó üzemanyag befogadására alkalmas erőművi blokk.

A kiégett üzemanyag reprocesszálása fontos a radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére vonatkozó stratégia szempontjából is. A feldolgozással a radioaktív hulladék mennyisége és radiotoxicitása jelentősen csökken.

A műszaki szempontok között – elsősorban a reprocesszálo üzemig történő szállítás megalapozásához – fontos tényező lehet a kazetták pihentetési ideje, illetve a maradványhő mértéke. Az átmeneti tárolók kapacitásának kialakításakor is figyelembe kell venni a kiégett kazetták reprocesszálásának tervezett menetrendjét.

Több erőművi blokkot üzemeltető országokban – így hazánkban is – célszerű egységes megoldást találni a kiégett kazetták kezelésére. A keletkezett kiégett kazetták egy részének feldolgozása azzal járna, hogy mind a reprocesszálást, mind a közvetlen végleges elhelyezést meg kellene valósítani.

Hosszú távon figyelembe kell venni az atomenergetika jövőjét, a villamos energia termelésében várható szerepét. Az új típusú (gyorsreaktoros) erőművek üzembe helyezése és a fejlett újrafeldolgozási technológiák ipari léptékű rendelkezésre állása fontos érv lehet a reprocesszáls megkezdésében. A természetes uránkészletek csökkenésével (ami a mai tendenciákat tekintve 100–300 év múlva válhat érezhetővé) felértékelődhet a kiégett kazetták hasadóanyag-tartalma, és gazdasági szempontból is előnyös lehet a reprocesszáls.

A kiégett üzemanyag reprocesszálásának gyors – néhány évvel a kirakás után történő – megkezdésével kisebb átmeneti tárolókapacitások válnak szükségessé. Ha a feldolgozás a jelenlegi technológiákkal történik, akkor a másodlagos aktinidák benne maradnak a hulladékban, ami a végleges elhelyezés szempontjából nem kedvező. A ciklikus újrafeldolgozásnak a jelenlegi erőművekkel komoly korlátai vannak, hiszen a MOX-üzemanyag többszörös reprocesszálását nem érdemes megvalósítani, így a kiégett MOX-üzemanyag közvetlen végleges elhelyezésre kerül.

Ha a feldolgozás később – évtizedekkel a kirakás után – kezdődik, akkor jelentős átmeneti tárolókapacitásokat kell létesíteni vagy bérelni, ha erre külföldön lehetőség adódik. A későbbi feldolgozáshoz már elképzelhető, hogy a fejlett újrafeldolgozási technológiát lehet igénybe venni, amellyel elkerülhető a másodlagos aktinidák bekerülése a radioaktív hulladékba. Végül a későbbi feldolgozáskor már rendelkezésre állhatnak gyorsreaktorok, amelyekben sokkal több hasadóanyag keletkezik, mint a termikus reaktorokban, és amelyekhez a ciklikus újrafeldolgozás korlátozás nélkül megvalósítható.

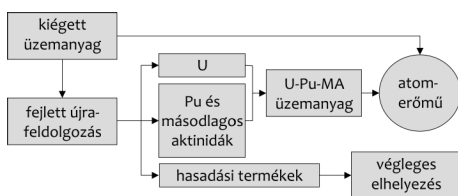
A kiégett üzemanyag reprocesszálását természetesen pénzügyi elemzéseknek is meg kell előznie. A közvetlen elhelyezés költségeit össze kell vetni az újrafeldolgozás költségeivel. Az OECD nemrég kiadott tanulmánya szerint a kiégett üzemanyag kezelésének költségei alacsonyabbak, ha a kazetták közvet-

len végleges elhelyezésére kerül sor (OECD, 2013). Ha azonban a teljes üzemanyagciklus költségeit nézik (beleértve az új üzemanyag előállítását is), akkor alig van különbség a közvetlen elhelyezés és a reprocesszáls költségei között. Tehát azokban az országokban, ahol hosszú távon számolnak az atomenergia hasznosításával, érdemes megfontolni az újrahasonosítást, míg azokban az országokban, ahol az atomerőművek leállításáról döntöttek, célszerűbb a közvetlen elhelyezést megvalósítani.

Következtetések

A kiégett üzemanyag jelentős mennyiségű hasadóanyagot tartalmaz, ami – megfelelő feldolgozás után – hasznosítható az atomreaktorokban. A kiégett kazetták újrafeldolgozásával nemcsak új üzemanyag készül, de csökken a radioaktív hulladék mennyisége is. A reprocesszáls évtizedek óta ipari léptékben működik, további fejlesztések jelenleg is folynak. A kiégett üzemanyag újrahasonosításának tervezésekor távlati szempontokat is figyelembe kell venni, különös tekintettel a gyorsreaktorok elterjedésére és a fejlett újrafeldolgozási technológia ipari mértékű megjelenésére.

Kulcsszavak: nukleáris üzemanyag, reprocesszáls, radioaktív hulladék



3. ábra • Reprocesszáls kiégett újrafeldolgozással

HIVATKOZÁSOK

- Bourg, Stéphane – Poinsot, Ch. – Geist, A. – Cassary, L. – Rhodes, Ch. – Ekberg, Ch. (2012): Advanced Reprocessing Developments in Europe Status on European projects ACSEPT and ACTINET-I3. *Procedia Chemistry*, 7, 166–171. DOI: 10.1016/j.proche.2012.10.028 • <http://tinyurl.com/jfeho4g>
- Brolly Áron – Hózer Z. – Szabó P. (2013): A Paksi Atomerőműből származó kiégett üzemanyag hasznosítási lehetőségei, *Nukleon*, VI, 1, 128, 1–5. • <http://tinyurl.com/h95xxmo>

- Fedorov, Yuriy S. – Kryukov, O. V. – Khaperskaya, A. V. (2015): *Multiple Recycle of REMIX Fuel Based on Reprocessed Uranium and Plutonium Mixture in Thermal Reactors*. International Conference on Spent Fuel Management. 15–19 June 2015, Vienna
- Gadó János (2016): Gyorsreaktorok az üzemanyagciklusban. *Magyar Tudomány*, e cikkgyűjtemény 552. oldalán
- Hózer Zoltán – Borovitskiy, S. – Buday G. – Boullis, B. – Cognet, B. – Delichatsios, S. A. – Gadó J. – Grishin, A. – Kaluzny, Y. – Leboucher, I. – Nős B.

- Ochem, D. – Pazdera, F. – Spitsin, A. (2015): Regional Strategies Concerning Nuclear Fuel Cycle and HLRW in Central and Eastern European Countries. *Management of Spent Nuclear Fuel from Nuclear Power Reactors*. IAEA, 22–30.
- IAEA (2009): *Status of Minor Actinide Fuel Development*, NF-T-4.6 • <http://tinyurl.com/gmryvwc>
- IAEA (2010): *Assessment of Partitioning Process for Transmutation of Actinides*, IAEA-TECDOC-1648 • <http://tinyurl.com/hdzk9vy>

- IAEA (2015): *Nuclear Technology Review*, GC(59)/INF/2 • https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC59/GC59InfDocuments/English/gc59inf-2_en.pdf
- OECD (2013): *The Economics of the Back End of the Nuclear Fuel Cycle*. NEA No. 7061 • <http://www.oecd-nea.org/ndd/pubs/2013/7061-ebenfc.pdf>
- Szieberth Máté (2015): A nukleárisüzemanyag-ciklus zárásának lehetőségei. *Magyar Tudomány*, e cikkgyűjtemény 541. oldalán



A NUKLEÁRISÜZEMANYAG-CIKLUS ZÁRÁSÁNAK LEHETŐSÉGEI

Szieberth Máté

PhD, egyetemi docens,
Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézet
szieberth@reak.bme.hu

Napjainkban társadalmilag egyre elfogadottabb az a nézet, amely megengedhetetlennek minősíti, hogy a jelenkor embere a jövő generációk rovására gazdálkodjon a rendelkezésre álló természeti erőforrásokkal. A fenntartható fejlődés elve – vagyis, hogy a jövő generációinak igényeit a jelenkorban fellépőkkel azonos mértékben vegyük figyelembe – alapjaiban befolyásolja az energetikát mint a természeti erőforrások hasznosítására épülő iparágat.

Habár az atomerőművek ma biztonságosan és káros anyagok kibocsátása nélkül képesek a szükséges mennyiségben és minőségben villamos energiát előállítani, a fenntartható fejlődés szempontjából hosszú távon az egész üzemanyagciklust kell vizsgálnunk. Ezen belül kritikus pont a kiégett üzemanyag kezelése és elhelyezése. A XXI. század atomerőműveinek szánt ún. negyedik generációs atomerőmű-típusok kifejlesztését célzó Generation IV International Forum (GIF) által meghatározott fenntarthatósági kritériumok ezt a kérdéskört két ponton érintik:

A hosszú felezési idejű, nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezését olyan módon kell megoldani, hogy az az eljövendő – a megtermelt energiából már nem részesedő – generációkat ne veszélyeztesse.

A természeti erőforrások hasznosításánál törekedni kell a lehető legjobb határfokra. Ezért a kiégett üzemanyag kezelésénél fontos szempont, hogy a benne található – atomreaktorokban hasznosítható – hasadó- és tenyészanyagok később felhasználhatóak legyenek.

Ez a cikk a fenti szempontokat is szem előtt tartva tekinti át a kiégett nukleáris üzemanyagok kezelésére és újrahasznosítására, vagyis a nukleáris üzemanyagciklus zárására szóba jöhető alternatívákat.

Az üzemanyag besugárzása közben zajló folyamatok

Az atomreaktorba helyezett üzemanyagban a neutronbesugárzás hatására magreakciók zajlanak, és ezek eredményeképpen új izotópok, anyagok alakulnak ki. Az üzemanyagban található izotópok közül megkülönböztetjük a *hasadóanyagokat* (például: ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu).¹ Ezek hasadása során a kisebb tömegű hasadási termékek széles köre keletkezik. A hasadás mellett a leggyakoribb reakció a neutronbefogás, amelynek során a neutron elnyelődik, és eggyel nagyobb neutronszámú izotóp jön létre. A hasadóanyagok közül a

¹ Magfizikai okokból tipikusan a páratlan neutronszámú aktinidaizotópok hasadóképesek.