

A Paksi Atomerőműből származó kiegészített üzemanyag hasznosítási lehetőségei

Brolly Áron, Hózer Zoltán, Szabó Péter

MTA Energiatudományi Kutatóközpont

1525 Budapest 114, Pf. 49, tel.: 392 2222

A Paksi Atomerőműben mostanáig keletkezett, valamint a jövőben keletkező kiegészített üzemanyag újrahasznosításának potenciális előnyeit vizsgáltuk. Kétféle forgatókönyvet és kétféle reprocesszási technológiát feltételeztünk: az eddig keletkezett és a jövőben keletkező kazetták egy időpontban, illetve külön időpontban történő reprocesszálása a PUREX, illetve egy továbbfejlesztett, valamennyi aktinoidát elválasztó eljárással. Referenciának a kiegészített kazetták feldolgozás nélküli elhelyezését tekintettük. A végleges elhelyezés időskáláján a fejlett eljárás hulladékának a legkisebb az aktivitása, hőfejlődése és radiotoxikus leltára. A PUREX eljárással is számottevően csökkenthető a hulladék hőfejlődése, azonban a radiotoxikus leltárt nem csökkenti elegendő mértékben. A reprocesszással kinyert uránnal és plutóniummal egy 1000 MW-os blokk több évtizedes működése biztosítható.

Bevezetés

Munkánk célkitűzése a Paksi Atomerőműben eddigi és jövőbeni működése során keletkezett, illetve keletkező kiegészített üzemanyag különböző forgatókönyvek szerinti újrahasznosítási lehetőségeinek az értékelése volt. Első lépésként azon nuklidokat vettük számba, melyek járulékot adnak a kiegészített kazetták hosszú távú jellemzőihez. Ezután kiszámítottuk a kiegészített kazetták mennyiségét és kirakáskori nuklidleltárát, majd meghatároztuk a különféle újrafeldolgozási technológiák esetén kapott, végleges elhelyezésre kerülő hulladék aktivitását, hőfejlődését és radiotoxicitását a végleges elhelyezés időskáláján, valamint becslést adtunk az újrafeldolgozással kinyert, energiatermelésre alkalmas anyagfrakciók felhasználására. Munkánk nem részletes műszaki-technológiai elemzés, és nem tartalmaz gazdaságossági vizsgálatokat sem. Megközelítésünk inkább elvi, a lehetőségeket méri fel, és így alapját képezheti egy részletesebb, szélesebb körű elemzésnek.

Alkalmazott módszerek, közelítések

A figyelembe vett nuklidok

Célunk az újrafeldolgozásból eredő hulladék aktivitásának, hőfejlődésének valamint radiotoxicitásának a meghatározása a végleges elhelyezés milliós éves időskáláján. Első lépésként azon nuklidok körét határoztuk meg, melyek a fenti három mennyiséghez a kiegészített kazetták átmeneti tárolása és végleges elhelyezése során jelentős járulékot adnak. Nyilvánvalóan azokat a nuklidokat kell figyelembe venni, melyek 50 éves átmeneti tárolás után is jelentős mennyiségben vannak jelen, ebből a felezési idő alsó korlátjára 5 év adódik.

A hasadási termékeknél kiválasztási szempont még a nagy hasadási hozam. A hőfejlődéshez azon nuklidok járulnak

hozzá, melyeknek bomlásakor nagy energia szabadul fel, a radiotoxicitáshoz pedig azok, melyeknek nagy a dóziskonverziós tényezője. A radiotoxicitás (R) definíciói közül dolgozatunkban az alábbi használjuk:

$$R(t) = A(t) \cdot K_D, \quad (1)$$

ahol t az időt, A a nuklid aktivitását, K_D pedig a nuklid dóziskonverziós tényezőjét jelöli Sv/Bq egységben. A dóziskonverziós tényezők [1] a lakosság 17 évesnél idősebb tagjaira vonatkoznak és 1 Bq aktivitású nuklid lenyelése által okozott, 50 évre számított lekötött effektív dózist adják meg. A radiotoxicitás mértékegysége Sv, azonban nem egy emberre, hanem egy csoportra értelmezett (kollektív dózis), azzal a feltételezéssel, hogy a radionuklidok inkorporációja olyan lassú, hogy az nem okoz determinisztikus hatást. Az egyes nuklidok radiotoxicitását összegezve a kiegészített üzemanyag radiotoxikus leltárát kaphatjuk meg, szem előtt tartva a fenti értelmezést.

A fenti szempontok alapján kiválasztott nuklidokon túl figyelembe vettük még a nuklidok bomlási sorában található, velük szekuláris egyensúlyban lévő, rövid felezési idejű leányelemeiket is úgy, hogy a leányelemek adatait az anyaelemek adataiba olvastottuk. Így összesen az 1. táblázatban megadott 34+6 nuklidot vettük figyelembe.

1. táblázat A figyelembe vett nuklidok. (A nuklid neve után a rövid felezési idejű leánynuklidját adtuk meg.)

Hasadási termékek	^{79}Se , ^{85}Kr , ^{90}Sr (^{90}Y), ^{93}Zr ($^{93\text{m}}\text{Nb}$), ^{94}Nb , ^{99}Tc , ^{107}Pd , $^{113\text{m}}\text{Cd}$, $^{121\text{m}}\text{Sn}$ (^{121}Sn), ^{126}Sn (^{126}Sb), ^{129}I , ^{135}Cs , ^{137}Cs ($^{137\text{m}}\text{Ba}$), ^{151}Sm , ^{154}Eu , ^{155}Eu
Aktinoidák	^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U , ^{237}Np , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$ (^{242}Am), ^{243}Am , ^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm , ^{245}Cm , ^{246}Cm

A kirakáskori összetétel meghatározása

A kazettánkénti nuklidleltárok meghatározásánál kazettafüggő hatás keresztmetszetek helyett a kazetták főbb paramétereinek egy-egy jellemző értékéhez tartozó hatás keresztmetszeteket használtunk. A kezdeti dúsítást, mint paramétert megtartottuk. A kiégésszámításhoz használt egycsoport adatkönyvtár 160 nuklid adatait tartalmazta. A könyvtár létrehozásához használt 70 csoportos, végtelen hígítású hatás keresztmetszeteket az ENDF/B-VII.0 magadat-könyvtárból, az önárnyékoltakat pedig a KARATE programrendszerrel [2] végzett számításokból vettük. A kondenzáláshoz használt sokcsoport-spektrum is [2]-ből való. Az önárnyékolást az ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu nuklidok befogási, hasadási és abszorpciós magreakciónál epitermikus energiákon, a ^{240}Pu befogási magreakciójánál termikus energiákon vettük figyelembe. A kazettánkénti teljesítmény meghatározásánál feltételeztük, hogy a kiégés növekedése kampányonként és kazettatípusonként állandó: 12 MWd/kgU, a kampány hossza 330 effektív nap, a kazettánkénti kezdeti urántömeg 126 kg. A kiégésszámításokat az MTA EK-ban fejlesztett TIBSO kóddal [3] végeztük.

Különböző kezdeti dúsítású kazetták kirakáskori összetétele nyilvánvalóan eltérő. Kérdés, hogy a hosszú távú jellemzőkre (pl. radiotoxicitás) milyen hatással van a kazetta kezdeti dúsítása. Háromféle kezdeti dúsítású kazettának (2,4%, 3,82% és 4,2%) 40 MWd/kgU kiégéshez tartozó összetételét és a radiotoxicitásának az időfüggését megvizsgálva azt találtuk, hogy a referenciának vett 3,82%-os dúsítású kazettához képesti radiotoxicitások relatív eltéréseinek a maximuma bármely időpontban kisebb, mint 10%. Ezért a továbbiakban a kiégésszámításokban csak egy paraméter vettünk figyelembe: a kazetta kirakáskori kiégését.

A kiégett kazetták csoportosítása

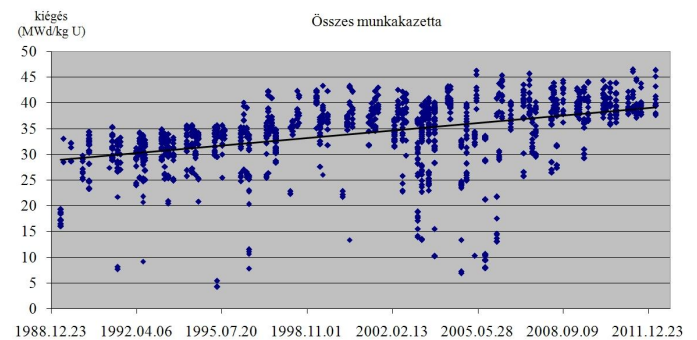
A Paksi Atomerőműben eddig keletkezett és a jövőben keletkező kiégett kazettákat két nagy csoportra osztottuk, melyekre a továbbiakban „K”-val, illetve „T”-vel fogunk hivatkozni.

- **K-kazetták:** Az erőmű indulásától 2012. április 1-ig kirakott kazetták. A csoportba nem tartozik bele a Szovjetunióba kiszállított 2331 darab kazetta. A csoport kazettái a pihentető medencében, illetve a KKÁT-ben találhatóak, a kazettákról részletes adatszolgáltatást kaptunk az erőműtől.
- **T-kazetták:** A 2012. április 1-je után kirakott kazetták. A csoportba beletartoznak a tervezett üzemidő-hosszabbítás alatt, 2037. december 31-ig keletkezett kazetták.

Az eddigi üzemidő alatt keletkezett kazetták

A K-kazetták csoportjába 7782 munka- és 1055 követőkazetta tartozik, összesen 8837 darab, a kezdeti urán tömege a munkakazettákban 982,9 t, a követőkazettákban 126,9 t, összesen 1109,8 t. A munkakazetták kiégését az 1. ábra, a követőkazetták kiégését a 2. ábra mutatja a kirakás idejének függvényében. Láthatjuk, hogy az átlagos kiégés mindkét alcsoportnál növekszik és a munkakazetták átlagos kiégése minden időpontban nagyobb, mint a követőkazettáké. Mindkét ponthalmazra egyenest illesztettünk, ez az átlagos kiégés időbeli trendvonala, majd csoportosítottuk az egy

kirakáshoz tartozó kazettákat kiégésüknek az adott időponthoz tartozó átlagos kiégéshez való viszonya alapján.



1. ábra: A K-munkakazetták kiégése a kirakás időpontjának függvényében.



2. ábra: A K-követőkazetták kiégése a kirakás időpontjának függvényében.

A trendvontól való relatív eltérést 10%-os tartományokra osztottuk egészen $\pm 50\%$ -ig. A kazettákat a kirakás időpontját figyelembe véve az egyes tartományokba soroltuk, majd ennek alapján meghatároztuk, hogy az egyes tartományokba az eddig keletkezett összes kazetta (munka és követő együtt) hány százaléka esik. Ezt az eloszlást mutatja a 2. táblázat.

2. táblázat A munka- és követőkazetták aránya az egyes kiégési tartományokban.

Tartomány	Munkakazetta		Követőkazetta	
	darab	%	darab	%
- 50 %	53	0,6	97	1,1
- 40 %	301	3,3	184	2,0
- 30 %	209	2,3	504	5,6
- 20 %	582	6,5	371	4,1
- 10 %	1387	15,4	952	10,6
+ 10 %	3102	34,5	2028	22,5
+ 20 %	2563	28,5	2659	29,5
+ 30 %	553	6,1	1396	15,5
+ 40 %	48	0,5	446	5,0
+ 50 %	0	0,0	24	0,3
Összesen	8797	97,7	8661	96,2

Láthatjuk, hogy a munkakazetták közel 85%-ának a kiégése az adott kirakáshoz tartozó átlagos kiégés $\pm 20\%$ -os környezetébe esik. Ez az arány a követőkazettákra 66,7%, míg

a követőkazetták közel 88%-a esik a trendvonal $\pm 30\%$ -os környezetébe. A trendvonal és a fenti eloszlások alapján mind a munka-, mind a követőkazettákra meghatároztuk, hogy az egyes kirakási időpontokhoz hány darab és milyen kiégésű kazetta tartozik.

A jövőbeni üzemidő alatt keletkező kazetták

A jövőben keletkező kiégett kazetták számának és kiégésének becslését az átlagos kirakáskori kiégés trendvonalának extrapolálásával és a 2. táblázatban bemutatott eloszlás felhasználásával végeztük. A kazetták számának meghatározásánál a megtermelt energiát vettük alapul. Feltételeztük, hogy az átlagos kiégés növekedési üteme a jövőben nem változik, a blokkok villamos teljesítménye 500 MW, a kampány hossza 330 effektív nap, valamint a munka- és követőkazetták kezdeti urán tömege rendre 126,3 kg és 120,3 kg. Figyelembe vettük még az egyes években kirakott munka- és követőkazetták számának arányát, mely az eddig kirakott kazettákra átlagosan 7,49 volt.

Mivel a kiégés növekszik, csökken az évenként kiégett kazetták száma. A feltételezések alapján a T-kazetták száma 9116 darab, melyből 8040 munka- és 1076 követőkazetta. A kazetták kezdeti urán tömege rendre 1015,4 t illetve 129,4 t, összesen 1144,8 t.

A kiégett üzemanyag újrahasznosítása

Az előzőekben meghatároztuk, hogy mennyi és milyen kiégésű kazetta keletkezik az erőmű eddigi és jövőbeni üzeme során. A kazetták kirakáskori nuklidleltárának a meghatározásához a kazetták kiégését 5 MWd/kgU-os intervallumokra osztottuk, az egy intervallumba eső kazettákhoz az intervallum közepéhez tartozó kiégést és kirakáskori nuklidleltárt rendeltük. Az egyes kazetták kirakása óta eltelt időt is figyelembe véve határoztuk meg a K-kazetták összesített nuklidleltárát 2012. április 1-jére, a T-kazettákét pedig 2037. december 31-ére vonatkozóan.

A megvizsgált forgatókönyvek

A kiégett kazetták hasznosítására két forgatókönyvet tetteztünk fel. A „KmajdT” szerint külön időpontban dolgozzuk fel a K- és a T-kazettákat (most, illetve az üzemidő-hosszabbítás után), a „KésT” szerint pedig egy időpontban, az üzemidő-hosszabbítás után.

A kiégett kazetták feldolgozására, kezelésére háromféle technológiát vettünk számba. Az első a kazetták újrarendelés nélküli kondicionálása (például tokozás vagy üvegbe ágyazás). Ekkor a kiégett üzemanyagban lévő valamennyi nuklid – nem feltételezünk veszteséget – a végleges elhelyezésre szánt hulladékba kerül. A második technológia a PUREX eljárás (Plutonium Uranium Recovery by EXtraction), amely egy ipari méretekben megvalósított reprocesszási eljárás. Az eljárás az uránt és a plutónium 99,9%-os határfokkal választja el. A harmadik technológia a PUREX eljárás továbbfejlesztése – nevezzük fejlett eljárásnak – mely a neptúniumot, az ameríciumot és a kúriumot is 99,9%-os határfokkal választja el. Ez az eljárás ipari méretekben még nem működik. Az egyes kezelési technológiákat – a szeparált frakciókra való utalással – jelöljük rendre így: „sep_0”, „sep_U,Pu” és „sep_An”. Mindkét forgatókönyvben a feldolgozás előtt 10 évet várunk, azaz a KmajdT forgatókönyv szerint 2022-ben és 2047-ben

történik reprocesszási, a KésT szerint pedig 2047-ben. A kazettacsoportok reprocesszálása néhány évet vesz igénybe, az ez idő alatti bomlások figyelembevételétől eltekintettünk. Feltételezésünk szerint a feldolgozás során keletkezett hulladék 50 évnyi átmeneti tárolás után, 2097-ben kerül végleges elhelyezésre, azaz a KmajdT forgatókönyvben a K-kazetták reprocesszási hulladékának végleges elhelyezésével megvárjuk a T-kazetták reprocesszálását. Az eredmények bemutatásánál az időtengely nulla pontjának a feldolgozás dátumát választottuk, a meghatározott fizikai mennyiségeket pedig az átmeneti tárolás végétől kezdődően adjuk meg.

A KésT forgatókönyvben keletkezett hulladék jellemzőinek értékelése

A KésT-sep_0 esete a forgatókönyv referencia esete. A KésT forgatókönyv valamennyi esetében keletkezett hulladék aktivitását, hőfejlődését és radioxikus leltárát rendre a 3., 4., 5. ábra mutatja. A kiégett üzemanyagban lévő nuklidokat két nagy csoportra osztottuk: hasadási termékek és aktinoidák. A meghatározott három fizikai mennyiség esetében az eltemetett hulladék egészére vonatkozó görbe (SUM) mellett külön ábrázoltuk a hasadási termékekre (FP) vonatkozó görbét is. Mivel a hasadási termékeket nem választjuk el a kiégett üzemanyagból, ezért a rájuk vonatkozó görbék valamennyi kezelési technológiára megegyeznek.

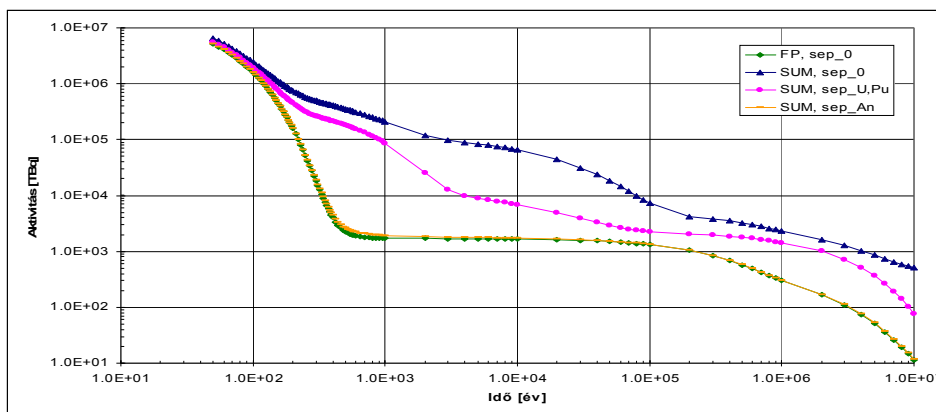
A referencia esetből látszik, hogy a kezelés utáni első párszáz évben mindhárom mennyiség esetében a hasadási termékek határozzák meg a hulladék jellemzőit, hosszú távon pedig az aktinoidák. A kondicionálás után 50 évvel a hulladék aktivitása $6,504 \cdot 10^6$ TBq, melynek több mint a háromnegyedét a hasadási termékek adják, 400 év után pedig $4,088 \cdot 10^5$ TBq, melynek kevesebb, mint egy százalékát adják a hasadási termékek. Az aktinoidák és a hasadási termékek aktivitása a kondicionálás után 80 ezer évvel egy nagyságrendbe kerül, majd félmillió év után a két görbe eltávolodik egymástól. A hőfejlődés és a radiotoxicitás görbék menete jóval egyszerűbb. A hasadási termékek hőfejlődése 240 évvel, a radiotoxicitása pedig 220 évvel a kondicionálás után lesz 1%-a a teljes hulladék hőfejlődésének illetve radiotoxicitásának, majd részesezésük tovább csökken. A teljes hulladék hőfejlődése a kondicionálás után 50 évvel 1221 kW, ezer év után 155 kW, ugyanezen időpontokban a radiotoxicitás rendre 250 GSv és 39 GSv.

A KésT-sep_U,Pu esetben a PUREX eljárással eltávolítjuk a kiégett üzemanyag tömegének jelentős részét kitevő aktinoidákból az aktinoidák tömegének zömét jelentő uránt és a plutóniumot. Ez magától értetődően csökkenti mind az aktinoidák, mind a hulladék egészének valamennyi jellemzőjét: a teljes hulladék aktivitása, hőfejlődése valamint radiotoxicitása a reprocesszási után 50 évvel rendre 86, 63 és 53%-a referencia esetbelinek. Az aktinoidák aktivitása a reprocesszási után nem minden időpontban haladja meg a hasadási termékek aktivitását, ellentétben a sep_0 esettel: 100 ezer év után az aktinoidák aktivitása kisebb, mint a hasadási termékeké, majd megnő és meghaladja a hasadási termékek aktivitását: az aktinoidák aktivitását leíró görbe nem monoton csökkenő. Ezért a ^{237}Np , az ^{241}Am és leányelemeik a felelősek. Habár ezen nuklidok jelen vannak a referencia esetbeli hulladékcsomagban is, de aktivitásukat a reprocesszási után 100 ezer évvel egy nagyságrenddel meghaladja az urán, a plutónium és ezek leányelemeinek

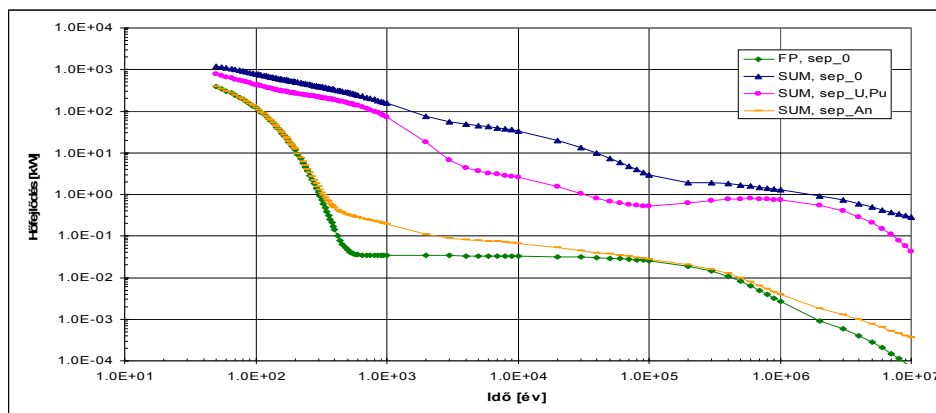
összegzett aktivitása, így a referencia esetben nem látható ez a növekedés.

A fejlett eljárással csökkenthető a legnagyobb mértékben a hulladék tömege, hiszen a végleges elhelyezésre kerülő hulladékból gyakorlatilag eltávolítjuk valamennyi aktinoida nuklidot, így a teljes hulladék aktivitása, hőfejlődése és radiotoxicitása a reprocessálás után 50 évvel a referencia esetbeli értékeknek rendre a 79, 32 és 21%-a. A hulladék aktivitása nem csökken jelentősen a sep_U,Pu esethez képest, azonban a hőfejlődés és a radiotoxicitás igen. A hulladék jellemzői tovább már csak a jelentős járulékot adó hasadási termékek eltávolításával csökkenthetők. 1 millió év után a hulladék aktivitása a referencia eset aktivitásának 13%-a, a hőfejlődése 2-3 nagyságrenddel kisebb, mint a referencia esetben, a radiotoxicitása pedig bő 200 év után kevesebb, mint a referencia eset 1%-a.

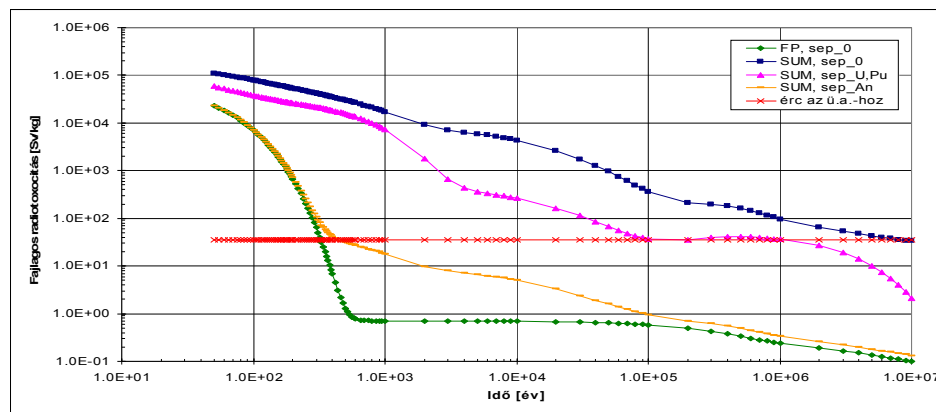
Az 5. ábra a hulladék fajlagos radiotoxicitásának a változását mutatja az idő függvényében. A fajlagos radiotoxicitás alatt a végleges elhelyezésre kerülő hulladék radiotoxicitásának és a friss üzemanyagban található urán tömegének a hányadosát értjük. A fajlagos radiotoxicitást összehasonlítottuk az 1 kg friss üzemanyag előállításához felhasznált uránérc radiotoxicitásával. Láthatjuk, hogy feldolgozás nélkül a kiégett üzemanyag toxicitása majdnem 8 millió év alatt éri el az üzemanyag gyártásához felhasznált uránérc radiotoxicitását. A PUREX eljárás hulladéka bő 1 millió év után csökken erre a szintre, míg a fejlett újrafeldolgozással kevesebb, mint 450 év után.



3. ábra: A KésT forgatókönyvbeli hulladék aktivitása a reprocessálás (2047.) után.



4. ábra: A KésT forgatókönyvbeli hulladék hőfejlődése a reprocessálás (2047.) után.



5. ábra: A KésT forgatókönyvbeli hulladék fajlagos radiotoxikus leltára a reprocessálás (2047.) után és az üzemanyag gyártásához felhasznált uránérc fajlagos radiotoxikus leltára.

A KmajdT forgatókönyvben keletkezett hulladék jellemzőinek értékelése

A forgatókönyvnek csak a sep_U,Pu esete tér el a KésT forgatókönyv megfelelő esetétől. Ennek az a magyarázata, hogy a kondicionálásnál valamennyi kémiai elem a hulladék frakcióba kerül. A fejlett elválasztási eljárásnál sem számít a feldolgozás ideje, mivel valamennyi aktinoida elválasztása esetén nem szakadnak meg az aktinoidák bomlási láncjai.

A PUREX eljárásnál ez nem teljesül, mivel a 14,3 éves felezési idejű ^{241}Pu -ot kivonjuk a hulladékból, azaz leányelemének (^{241}Am) nem lesz „forrása” a végleges elhelyezésre kerülő hulladékban, emiatt nem mindegy, hogy a kiegészített üzemanyagot mikor reprocessáljuk. Így a KésT forgatókönyvbeli sep_U,Pu esethez képest ebben a forgatókönyvben 83%-kal kevesebb lesz a hulladékban az ^{241}Am mennyisége, ami csökkenést eredményez a hulladék valamennyi jellemzőjében rövid és hosszú távon egyaránt. Ennek a csökkenésnek a maximális értéke azonban mindhárom jellemzőt és a teljes időskálát tekintve kevesebb, mint 10%.

A hasadóanyag visszaforgatása az üzemanyagciklusba

A PUREX eljárással elválasztott urán és plutónium frakciókat vissza lehet forgatni az üzemanyagciklusba. A reprocessált uránból, mely a természetes uránban megtalálható nuklidokon túl a nagy befogási hatáskeresztmetszettel rendelkező ^{234}U és ^{236}U nuklidokat is tartalmazza, UO_2 üzemanyag gyártható, azonban az ^{235}U dúsítását meg kell növelni. A visszaforgatható urán mennyisége mindkét forgatókönyv szerint 2092,9 t, mely 14,4 t ^{235}U -t tartalmaz. A gyártott üzemanyag dúsításának és kiegészítésnek 5%-ot és 60 MWd/kgU-t, az erőmű termikus hatásfokának és kihasználási tényezőjének 38%-t és 87%-ot feltételezve (EPR jellegű adatok) az elválasztott urán egy 1000 MW-os blokk 21 évi működtetéséhez elegendő.

A plutóniumból MOX üzemanyag gyártható. A két forgatókönyv eltérő mennyiségű plutóniumot szolgáltat. Míg a KésT forgatókönyvben a K-kazetták reprocessálásával 2047-ig várunk, addig a KmajdT forgatókönyv szerint már

2022-ben reprocessáljuk őket, azaz kivonjuk a rövid felezési idejű ^{241}Pu -ot. Emiatt a KmajdT forgatókönyv szerint felhasználható plutónium mennyisége mintegy 2,9%-kal, azaz 620 kg-mal több. A KésT forgatókönyvben 21,27 t Pu forgatható vissza a KmajdT forgatókönyvben pedig 21,89 t, de két különböző időpontban: 2022-ben (10,24 t) és 2047-ben (11,65 t). 9%-os plutónium-tartalmú MOX üzemanyag és EPR jellegű adatok feltételezésével a KésT forgatókönyvbeli plutónium mennyiséggel egy 1000 MW-os blokkot 17 évig lehetne ellátni.

A fejlett reprocessálási eljárással kapott aktinoidafrakciókat gyorsreaktorokba lehet visszaforgatni. Az üzemanyag plutónium-tartalmának és kiegészítésnek 16%-ot és 50 MWd/kgHM-t, az erőmű termikus hatásfokának és kihasználási tényezőjének 48%-ot és 85%-ot feltételezünk (GFR jellegű adatok). Ezzel az elválasztott 21,89 t plutóniumból és a másodlagos aktinoidákból 133 t üzemanyag gyártható, amely egy 1000 MW-os blokk 10 évi üzemeltetéséhez elegendő. Ennyi idő alatt a gyorsreaktor kiegészített üzemanyaga reprocessálható, azaz a reaktor a továbbiakban folyamatosan üzemeltethető.

Összefoglalás, következtetések

Összességében elmondható, hogy a hulladék jellemzőit tekintve legjobb eredményt a fejlett reprocessálási eljárás adja. A PUREX eljárással a hulladék aktivitása egyes időpontokban közel kétharmada a referencia esetbelinek. A fejlett illetve a PUREX eljárással kapott hulladék hőfejlődése a reprocessálás után 50 évvel 30%-a illetve 63%-a a kondicionált hulladék hőfejlődésének. A hulladék radiotoxikus leltárában a PUREX eljárás nem hoz átütő csökkenést: a reprocessálás után 1 millió évvel, amikor a mélygeológiai tároló már inhermetikussá vált, a hulladék radiotoxicitása majdnem 40%-a a referencia esetbelinek. A fejlett eljárással a radiotoxikus leltár több, mint két nagyságrenddel csökkenthető.

Az erőműben eddig keletkezett és a jövőben keletkező kiegészített üzemanyagból reprocessálással kinyert urán és plutónium elegendő lehet egy 1000 MW-os blokk több évtizedes működéséhez.

Irodalomjegyzék

- [1] *International basic safety standards for protection against ionizing radiation and for the safety of radiation sources, Safety standards, Safety series No. 115, ISBN 92-0-104295-7, ISSN 0074-1892, IAEA, Vienna, 1996.*
- [2] *A. Keresztúri, Gy. Hegyi, L. Korpás, Cs. Maráczy, M. Makai, M. Telbisz: General features and validation of the recent KARATE-440 code system, Int. J. Nuclear Energy Science and Technology, Vol. 5, No. 3, (2010) 207-238.*
- [3] *P. Vértes: Multinodal Treatment of Production, Decay, and Spreading of Radioactive Isotopes, Nuclear Technology, Vol.128. p.124, 1999.*