Új atomerőműví blokkok létesítésének előkészítése

ÚJ ATOMERŐMŰVI BLOKKOK KIÉGETT FŰTŐELEMEINEK ÉS RADIOAKTÍV HULLADÉKAINAK ELHELYEZÉSE

Készítette:
MTA KFKI AEKI

Közreműködők:
BME NTI, ETV-Erőterv Zrt., Som System Kft..

Budapest, 2008. április

TARTALOMJEGYZÉK

Vezetői összefoglaló 3

1. A kiégett nukleáris üzemanyag és a radioaktív hulladék 5

1.1. Az atomreaktorban keletkező kiégett üzemanyag összetétele 5

1.2. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék elhelyezését befolyásoló tényezők 7

1.2.1. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék tömege 7

1.2.2. A kiégett üzemanyag aktivitása 10

1.2.3. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék radiotoxicitása 11

1.3. A kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék 12

2. A kiégett fűtőelemek kezelésének és a radioaktív hulladékok tárolásának, elhelyezésének jelenlegi nemzetközi gyakorlata 13

2.1. A kiégett üzemanyag újrafeldolgozása 14

2.2. A kiégett üzemanyag transzmutációja, az üzemanyagciklus zárása 18

2.3. A nagy aktivitású hulladék geológiai tárolói 20

2.4. Központi tárolóhelyek létesítésére vonatkozó elképzelések 23

2.5. A kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezése 25

3. A kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelése, tárolása Magyarországon 27

3.1. A paksi atomerőműben keletkező kiégett fűtőelemek mennyisége 27

3.2. A kiégett fűtőelemek korábbi visszaszállítása Oroszországba 28

3.3. A kiégett fűtőelemek és a nagy aktivitású hulladék átmeneti tárolása 29

3.4. A tervezett új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolási opciói 30

3.5 A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék végleges tárolására vonatkozó hazai tervek 31

3.6 A kis és közepes aktivitású hulladék kezelése a Paksi Atomerőműben 33

3.7 A kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezése 34

3.8 A társadalmi párbeszéd szerepe 35

4. A radioaktív hulladék végleges elhelyezésének hosszú távú stratégiája 37

5. Hivatkozások 41

Vezetői összefoglaló

Az atomerőművek működése szükségszerűen radioaktív hulladékok keletkezésével jár. A radioaktív izotópoknak egészségkárosító hatásuk lehet. Ezért a radioaktív hulladékot véglegesen olyan zárt tárolókban kell elhelyezni, amelyekből a radioaktív anyagok lebomlásuk ideje alatt nem kerülhetnek ki a bioszférába.

Egy modern atomerőművi blokk 60 éves üzemidő alatt mindössze néhány száz köbméter kiégett üzemanyagot termel. A reaktorból kikerülő kiégett fűtőelemek aktivitása néhány évtizedes átmeneti tárolás alatt olyan alacsony értékre csökken, hogy lehetővé válik – további felügyeletet nem igénylő – végleges tárolókban történő elhelyezésük. **Üzem közben ellenőrzött körülmények között, viszonylag kis mennyiségű radioaktív hulladék keletkezik, melynek kezelése a „gyűjtés, ellenőrzés és elzárás" filozófiáját követi, nem pedig a „felhígítás és kibocsátás" gyakorlatát, amint azt a többi technológia teszi.** Az egy atomerőművi blokk üzemelése és leszerelése során keletkező egyéb (kis, közepes és nagy aktivitású) radioaktív hulladék mennyisége néhány ezer köbméterre tehető. A mennyiség illusztrálásaként: **Ha egy négytagú átlagos európai család 25 éves villamosenergia-fogyasztását atomerőműben termeljük meg, akkor az eközben keletkezett nagyaktivitású radioaktív hulladék mindössze 1,2 deciliter térfogatot, azaz egy 2,3 cm élű kockát tölt ki.**

A paksi atomerőmű kis és közepes aktivitású hulladékainak végleges elhelyezése, a kiégett üzemanyag átmeneti tárolása, valamint a nagyaktivitású radioaktív hulladékok elhelyezésére indult kutatások, s jelenlegi nemzetközi gyakorlat egyértelműen igazolja, hogy a radioaktív hulladékok, illetve **a kiégett üzemanyag elhelyezése technikailag ma is megvalósítható a társadalom, a környezet maximális védelme mellett, földalatti tárolókban.** A most folyó kutatások a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének és elhelyezésének még hatékonyabb módjait ígérik. A jelenleg folyó műszaki fejlesztések alapján várható, hogy a tervezett új blokkok majdani leszerelésekor olyan technológiák állnak majd rendelkezésre, amelyekkel a kiégett üzemanyagban található anyagok hasznosíthatóak lesznek, és a végleges elhelyezésre kerülő hulladék mennyisége jelentősen csökken. Kijelenthető, hogy **az új blokkok radioaktív hulladékainak és kiégett üzemanyagának elhelyezése olyan műszaki kérdés, amely a jelenlegi ismeretek bázisán, a jelenlegi programok következetes végrehajtásával, új tároló kapacitások létesítésével és/vagy a meglévő kapacitások bővítésével megoldható.** A radioaktív hulladékok elhelyezésének megoldását, mint feladatot az energiapolitikáról szóló határozatában az Országgyűlés is kiemelte.

A tervezett új blokkok létesítésekor követendő hulladék-elhelyezési stratégiát a következő négy fő irányban célszerű kijelölni:

- **Az új blokkokban keletkező kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék végleges elhelyezésére a Bátaapáti tároló bővítése a legkézenfekvőbb megoldás.**
- **A kiégett üzemanyag végleges elhelyezését megelőző több évtizedes tárolásra átmeneti tárolót kell építeni.**
- **A nagy aktivitású hulladékok elhelyezésére geológiai tárolót kell létesíteni mélyen a földfelszín alatt.**
- **Aktívan közre kell működni a zárt (a kiégett üzemanyag újrahasznosítását biztosító és a nagy aktivitású hulladékok mennyiségét minimalizáló) üzemanyagciklus megvalósítására szerveződő nemzetközi együttműködésekben.**

Bevezetés

Annak érdekében, hogy a Magyar Köztársaság Országgyűlése az atomenergiáról szóló törvény előírásainak megfelelően jóváhagyhassa az új atomerőművi blokkok létesítésének előkészítését, a Paksi Atomerőmű kiemelten kezeli a tervezett új blokkok kiégett fűtőelemeinek és radioaktív hulladékainak elhelyezését, amely a társadalmi elfogadás szempontjából – a biztonság mellett – a legfontosabb kérdés.

Annak ellenére, hogy a kiégett üzemanyag végleges elhelyezésére csak évtizedekkel az új reaktorok indulása után lesz szükség, a végleges elhelyezés lehetséges változatait érdemes már a blokkok létesítése előtt felmérni és egyúttal célszerű kidolgozni a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének hosszú távú stratégiáját.

A jelen tanulmány áttekinti a kiégett fűtőelemek kezelésének és a kis, közepes és nagy aktivitású radioaktív hulladékok tárolásának, elhelyezésének jelenlegi nemzetközi gyakorlatát, megállapításokat tesz az új blokk üzemelése során keletkező kiégett fűtőelemek, illetve radioaktív hulladékok mennyiségére, bemutatja a kiégett fűtőelemek kezelésével és tárolásával kapcsolatos magyarországi gyakorlatot és összefoglalja a végleges tárolásra vonatkozó hazai terveket. A jelentés zárófejezete javaslatot tesz a tervezett új blokkok üzemelése során keletkező radioaktív hulladékok kezelésének hosszú távú stratégiájára, részletezve az átmeneti és végleges tárolás kérdését.

1. A kiégett nukleáris üzemanyag és a radioaktív hulladék

A huszadik század tudományos eredményein alapuló nukleáris technika az élet számos területén hasznosul. A nukleáris módszerek alkalmazásának alapvető feltétele, hogy előnyökkel járjon a társadalom számára. A nukleáris technika használata ugyanakkor radioaktív hulladék keletkezésével jár.

A hazai szabályozás szerint radioaktív hulladéknak tekintendő a „további felhasználásra már nem kerülő olyan radioaktív anyag, amely sugárvédelmi jellemzők alapján nem kezelhető közönséges hulladékként" [1]. Az atomenergiáról szóló törvény 4. §-a szerint a tudomány legújabb igazolt eredményeivel összhangban biztosítani kell a keletkező radioaktív hulladék és a kiégett üzemanyag biztonságos elhelyezését. A sugárzó anyagokat olyan módon kell kezelni, amely a bioszférát elfogadható módon terhelve hoz hasznot az emberi társadalomnak.

A keletkező hulladékot különböző szempontok alapján (pl.: halmazállapot, felezési idő, hőtermelés) osztályozzák [2], az aktivitás-koncentráció alapján három csoportba (kis, közepes és nagy aktivitású) sorolják.

- Az emberi tevékenység során (atomerőművi és egyéb forrásból) keletkező radioaktív hulladék mennyiségének döntő része (kb. 98-99%-a) **kis és közepes aktivitású**, amelynek kezelése, elhelyezése a világon és Magyarországon is megfelelően megoldott. A világon számos üzemelő és megtelt, lezárt tároló létezik.
- A **nagy aktivitású** hulladék definíciója az egyes országokban különböző [3]. Oroszországban például az aktivitás-koncentráció vagy a felületi dózisteljesítmény, az Egyesült Államokban a hulladék keletkezésének folyamata alapján definiálják. Hazánkban az a hulladék számít nagy aktivitásúnak, amelynek hőtermelését a tárolás és az elhelyezés tervezése, valamint a tároló üzemeltetése során figyelembe kell venni [4, 5]. Nagy aktivitású radioaktív hulladék keletkezik a nukleáris energiatermelés során, az atomerőművek leállítása után (pl.: a reaktorban felaktiválódott szerkezeti elemek), valamint számos orvosi, ipari és mezőgazdasági alkalmazás során is. A nagy aktivitású hulladékokat jelenleg átmeneti tárolókban helyezik el.

Elkülönítve kezelendők a kiégett – reaktorban besugárzott és a reaktorzónából véglegesen eltávolított – **nukleáris fűtőelemek**, amelyek a jelenlegi szabályozás alapján nem tartoznak a radioaktív hulladékok közé, mivel hasznosítható – újrafeldolgozási eljárásokkal kinyerhető – anyagokat is tartalmaznak.

1.1. Az atomreaktorban keletkező kiégett üzemanyag összetétele

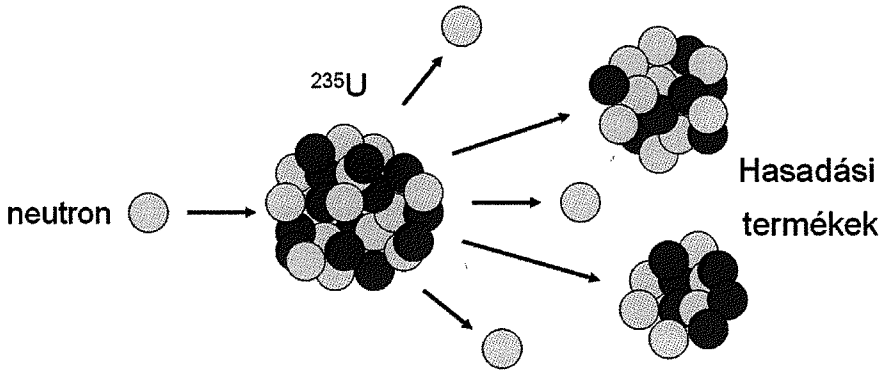
A jelenleg működő atomerőművek többségében olyan üzemanyagot használnak, amely urándioxid tablettákból áll. A henger formájúra gyártott tabletták a fűtőelem rudak hermetikusan lezárt csöveiben helyezkednek el. A fűtőelem rudakból néhány szerkezeti elem segítségével kazettákat (csövekből álló kötegeket) állítanak össze, ami egyszerűsíti az üzemanyag mozgatását és szállítását. A kazettákba rendezett üzemanyagot helyezik be az atomerőművek reaktoraiba.

Az atomreaktorban végbemenő magfizikai folyamatok eredményeként az üzemanyag összetétele jelentősen átalakul. A kiégett fűtőelemekben található izotópok a kis rendszámú

elemektől a legnagyobb rendszámúakig szinte a teljes periódusos rendszert lefedik [6]. (A kémiai elem rendszáma megadja az atommagban található protonok számát. Egy elem izotópjai csak az atommagban található neutronok számában térnek le egymástól, a protonok száma egy adott elemre állandó). A kiégett üzemanyag három fő elemcsoportból áll.

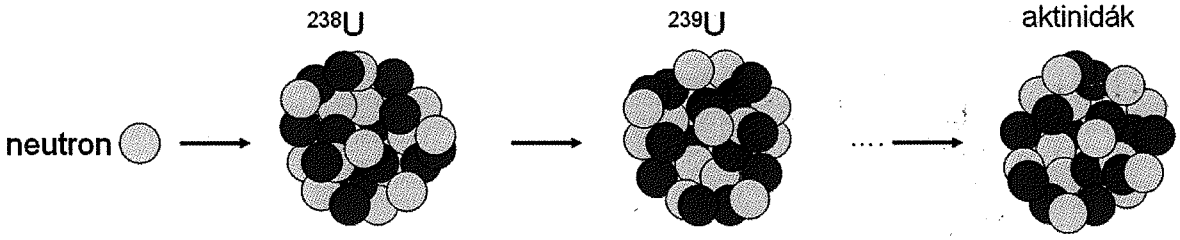
A kiégett üzemanyag tömegének nagy részét az **urán** két izotópja adja. A hasadóképes ^{235}U izotóp jellemző kezdeti dúsítása a friss üzemanyagban 3-5%. A kiégett üzemanyagban az ^{235}U koncentráció olyan alacsony (1% körüli), hogy az üzemanyagot már nem érdemes tovább használni. A friss üzemanyag urántartalmának 95-97%-át (és a természetes urán 99,3%-át) kitevő 238-as tömegszámú izotóp gyakorlatilag csak gyors neutronok hatására hasad. A szóba jöhető valamennyi új atomerőművi blokkban a lelassított, ún. termikus neutronok vannak túlsúlyban, így ez az izotóp gyakorlatilag csak neutronbefogás útján fogy.

A reaktorban végbemenő láncreakció során az elhasadó atommagokból ún. **hasadási termékek** keletkeznek, amelyek java része a 100-as és a 140-es tömegszám körüli tartományba esik. (Az izotóp tömegszáma az atommagban található neutronok és protonok számának összege.). A hasadási termékek között vannak radioaktív és stabil izotópok is. A maghasadáskor szabad neutronok is keletkeznek, amelyek újabb maghasadásokat hoznak létre – így jön létre a láncreakció (1.-1. ábra).



1.-1. ábra: Hasadási termékek képződése az ^{235}U izotóp maghasadása során.

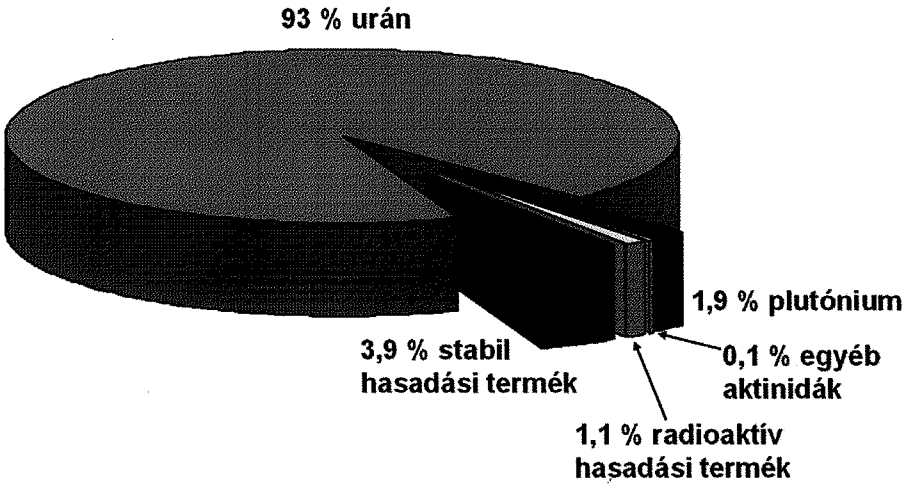
Az ^{238}U-ból és a többi uránizotópból neutronbefogás és radioaktív bomlások útján (1.-2. ábra) **aktinidák** keletkeznek. (Az aktinidák a 89-es és a 103-as rendszám közé eső atomok, amelyek közül az atomreaktorban a 99-es a legnagyobb rendszámú; az urán rendszáma 92.) Legnagyobb mennyiségben a hasadóképes plutónium keletkezik, amely a kiégés végén hasonló mennyiségben hasad, mint az ^{235}U. A kiégett üzemanyag tárolása szempontjából legjelentősebb egyéb aktinidák a neptúnium, az amerícium és a kűrium.



1.-2. ábra: Aktinidák keletkezése ^{238}U izotópból neutronbefogással.

Az atomerőművekben felhasznált üzemanyag állapotát a kiégés mértékével szokták jellemezni, amely megadja, hogy egységnyi tömegű uránt (vagy uránt és plutóniumot) tartalmazó

üzemanyagból mennyi energiát nyertek ki a reaktorban eltöltött idő alatt. A nagy kiégésű üzemanyagban több maghasadás ment végbe, ezért több hasadási termék és aktinida keletkezett, mint a kis kiégésű fűtőelemekben. Egy 50 MWnap/kgU kiégésű üzemanyag jellemző összetételét mutatja a 1.-3. ábra. Látható, hogy a kiégett üzemanyag tömegének 93%-át a maradék urán teszi ki. Ennek ^{235}U tartalma megközelítőleg 1%, azaz magasabb, mint a természetes uráné. A besugárzás során az ^{238}U izotóp tömege is csökken, de az ^{238}U magok fogyását elsősorban nem a hasadás, hanem a neutronbefogás okozza. A plutónium tömege 1,9% az itt bemutatott kiégett üzemanyagban, míg az egyéb aktinidák tömege mindössze 0,1%-ot tesz ki. A hasadási termékek részaránya 5%-ra becsülhető, ebből 3,9% stabil izotóp. A radioaktív izotópok bomlásával újabb stabil izotópok keletkeznek és ezért a radioaktív izotópok részaránya folyamatosan csökken a tárolás során.



1.-3. ábra: Az 50 MWnap/kgU kiégésű UO_2 üzemanyag jellemző összetétele.

A világ legtöbb atomerőművében jelenleg UO_2 vagy MOX (Mixed Oxide, azaz UO_2 és a kiégett üzemanyag újrafeldolgozásából kapott, magas energiatartalmú PuO_2 keverékéből álló) üzemanyagot használnak. Fejlesztés alatt vannak olyan új típusú üzemanyagok is, amelyekből sokkal kevesebb nagy aktivitású hulladék keletkezik. Ezek azonban még kísérleti stádiumban vannak, ezért reális alternatívaként nem lehet számolni velük a tervezett új hazai blokkok létesítésekor.

1.2. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék elhelyezését befolyásoló tényezők

A kiégett fűtőelemek végleges elhelyezése, illetve újrahasznosítása szempontjából a kiégett fűtőelem tömege, aktivitása, a bomlásokból származó hőtermelés, valamint a biológiai károsításra jellemző radiotoxicitás egyaránt lényeges.

1.2.1. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék tömege

Az atomerőművi blokkok teljesítménye és a felhasznált üzemanyag típusa alapvetően meghatározza a reaktor üzemelése során keletkező kiégett üzemanyag mennyiségét. Általában minél nagyobb teljesítményű egy atomerőművi blokk, annál több kiégett üzemanyag keletkezik. A kiégett üzemanyag mennyiségét befolyásolja az is, hogy az üzemanyagot mennyire égetik ki, azaz mennyi energiát nyernek ki egységnyi tömegből az üzemelés során.

Nagyobb dúsítású üzemanyaggal nagyobb kiégést lehet elérni, hiszen a nagyobb dúsítású üzemanyagban fajlagosan több hasadóképes izotóp található.

Jelen fejezet kísérletet tesz a keletkező kiégett üzemanyag mennyiségének és főbb jellemzőinek becslésére. A számítások 600, 1000 és 1600 MW-os villamos teljesítményű blokkokat és 60 éves üzemidőt vesznek figyelembe. A fűtőelemek kiégésénél 50 és 70 MWnap/kgU értékkel számol, ami azt jelenti, hogy 1 kg uránból átlagosan 50, illetve 70 MWnap, azaz 1,2 ill. 1,68 GWh hőenergiát nyernek ki. Az 50 MWnap/kgU kiégés a jelenleg működő erőművekben használt üzemanyagra jellemző érték. A jövőben az üzemanyag kiégése valószínűleg tovább nő, ezért a 70 MWnap/kgU is reálisnak tekinthető. A feltételezések közé tartozik továbbá az éves teljesítmény-kihasználási tényező, amelyet minden esetben 90 %-kal és a hatásfok, amelyet 32%-kal vettünk figyelembe. Ez azt jeleni, hogy az év 365 napjából 328 napot üzemel az erőmű, valamint a 600, 1000 és 1600 MW villamos teljesítményű blokkokra 1875, 3125 és 5000 MW hőteljesítmény tételezhető fel, hiszen az üzemanyagban felszabadult hőenergiának csak 32%-a alakítható át villamos energiává.

A próbaszámítások nem veszik figyelembe, hogy a fűtőelemek nem egyszerre kerülnek ki a reaktorból 60 évnyi működés után, illetve konzervatív, azaz a legkedvezőtlenebb eredményt adó módon minden esetben a reaktorból történő kikerülés időpontjára vonatkozó aktivitásokkal számol a modell (az aktivitás a bomlások másodpercenkénti száma), elhanyagolva a kirakástól a 60 éves üzemidő végéig eltelt időszakban bekövetkező bomlások aktivitáscsökkentő hatását. Az 1.-1. táblázat bemutatja a különböző kiégésekhez és teljesítményekhez tartozó kiégett üzemanyag mennyiségeket a 60 éves üzemidő végén.

A vizsgált esetek közül a legtöbb kiégett üzemanyag abban az esetben keletkezik, ha a blokk teljesítménye 1600 MW (ami évente átlagosan 12600 GWh megtermelt villamos energiát jelent) és az üzemanyag kiégése 50 MWnap/kgU. Ekkor körülbelül 2200 tonna kiégett üzemanyag keletkezik a 60 éves üzemidő alatt. Legkevesebb mennyiségű hulladék akkor keletkezik, ha a blokk teljesítménye 600 MW (ami évente átlagosan 4700 GWh megtermelt villamos energiát jelent) és a kiégés 70 MWnap/kgU. Ekkor a keletkezett kiégett üzemanyag mennyisége 550 tonna. Az 1.-1. táblázatból jól látható, hogy a kiégés növelésével a kiégett üzemanyag mennyisége azonos teljesítmény esetén csökken, ami abból adódik, hogy ritkábban kell az üzemanyagot cserélni a reaktorban. Ha két új atomerőművi blokk létesítését tekintjük, akkor azok 60 éves üzemelése során mindössze 2000-4000 tonna kiégett üzemanyag keletkezik. Az atomerőművi üzemanyag nagy sűrűsége miatt ez a tömeg mindössze néhányszáz köbméter térfogatot jelent.

1.-1. táblázat: 60 év üzemidő alatt keletkező kiégett üzemanyag mennyisége a kiégés és a teljesítmény függvényében.

Atomerőművi blokk villamos teljesítménye (MW)	**A kiégett üzemanyag tömege (t)**	
	Kiégés: 50 MWnap/kgU	**Kiégés:** 70 MWnap/kgU
600	836	599
1000	1395	994
1600	2232	1593

A kiégett üzemanyag újrafeldolgozása során a kazettákat szétszerelik és a tablettákat alkotó anyagokat speciális technológiai eljárásokkal elválasztják. A jelenleg használatos technológiával elsősorban az uránt és a plutóniumot vonják ki és használják fel MOX üzemanyag gyártásához. A kiégett üzemanyag összetételéből (1.-2. táblázat) jól látható, hogy

ha elválasztják a hasadási termékeket és az egyéb aktinidákat az urántól és a plutóniumtól, akkor csak néhányszor tíz tonna nagy aktivitású radioaktív hulladék marad egy blokk 60 éves üzemelése után.

Az üzemanyag típusa (UO_2 vagy MOX, lásd 1.-2. táblázat) és a kiégés mértéke befolyásolja a kiégett üzemanyagban keletkező izotópok mennyiségét és összetételét:

- Mivel a MOX üzemanyag már friss állapotában is tartalmaz plutóniumot, az elhasznált MOX üzemanyagban több aktinida van, mint a hasonló kiégésű UO_2 fűtőelemben.
- A nagyobb kiégésű üzemanyagban fajlagosan több hasadási termék van, de kevesebb a keletkező kiégett üzemanyag, ezért a hasadási termékek összmennyisége alig változik.

1.-2. táblázat: Kiégett UO_2 és MOX üzemanyag összetevői a blokkok 60 éves üzemelése után.

Atomerőművi blokk villamos teljesítménye (MW)	Üzem-anyag típusa	Üzemanyag kiégése (MWnap/ kgU)	Urán (t)	Plutónium (t)	Egyéb aktinidák (t)	Radioaktív hasadási termékek (t)	Stabil hasadási termékek (t)
600	UO_2	50	692,4	9,0	0,3	9,2	29,1
		70	482,5	7,4	0,7	8,9	30,5
1000		50	1154,0	15,0	0,6	15,3	50,1
		70	804,2	12,4	1,1	14,8	47,5
1600		50	1846,4	24,0	0,9	24,5	79,2
		70	1286,7	19,8	1,8	23,7	78,6
600	MOX	50	688,5	13,9	1,0	8,1	28,5
		70	481,9	8,6	1,6	8,0	29,9
1000		50	1147,5	23,2	1,7	13,5	49,1
		70	803,1	14,4	2,5	13,3	46,7
1600		50	1836,0	37,1	2,7	21,6	77,6
		70	1285,5	23,0	4,2	21,2	76,6

Az 1.-2. táblázat helyes értelmezéséhez emlékezni kell arra, hogy egyrészt a MOX üzemanyag gyártása során a tárolandó plutónium-készlet csökken, másrészt a kiégés után a MOX üzemanyagban az ^{235}U tartalom kisebb, mint a természetes uránban.

Nagy aktivitású hulladék nemcsak a kiégett üzemanyag újrafeldolgozásának melléktermékeként jelenik meg, hanem folyamatosan keletkezik az atomerőmű működése és leszerelése során is. Ezek a hulladékok (pl.: a reaktortartály belső szerkezeti elemei) fajlagosan jóval kisebb aktivitással rendelkeznek, mint a kiégett üzemanyag, de ennek ellenére nagy aktivitású hulladéknak tekintendők. Fő összetevőik a szerkezeti acél felaktiválásából származó ^{60}Co, ^{55}Fe és ^{63}Ni izotópok. A normál üzemelés sokkal kevesebb nagy aktivitású hulladékot termel, mint kiégett üzemanyagot. Egy atomerőművi blokkban évente általában kevesebb, mint egy köbméter nagy aktivitású hulladék keletkezik. A reaktor leszerelésekor körülbelül ugyanannyi nagy aktivitású hulladékra lehet számítani, mint a 60 éves üzemelés során összesen. Így egy átlagos atomerőművi blokk leszerelése után összesen kb. száz köbméter egyéb nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezésével kell foglalkozni.

1.2.2. A kiégett üzemanyag aktivitása

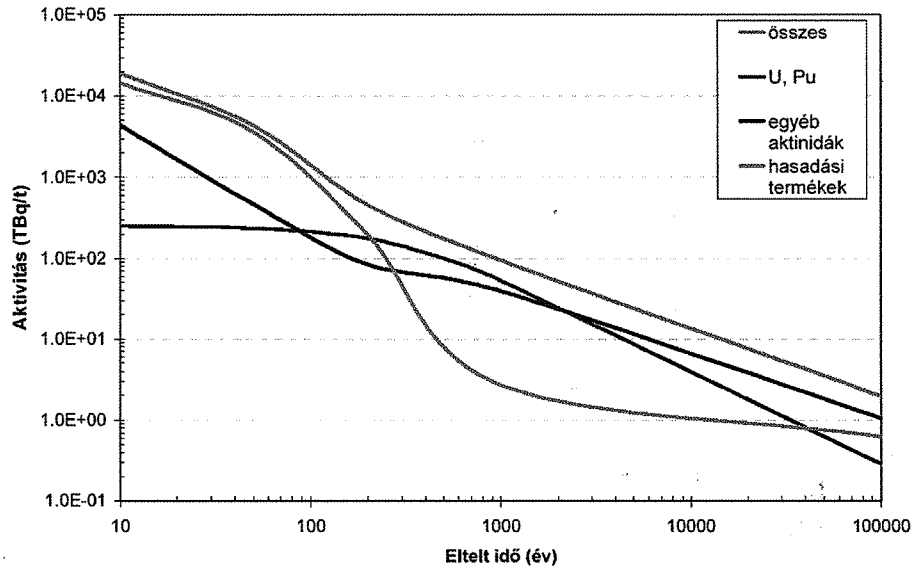
Az aktivitás megadja a végbemenő radioaktív bomlások számát: 1 Bq/kg fajlagos aktivitás azt jelenti, hogy a szóban forgó anyag 1 kg tömegében másodpercenként egy bomlás megy végbe. A radioaktív bomlás energiafelszabadulással jár, így a kiégett üzemanyagban jelentős hőtermelés lép fel. Ezért a kiégett üzemanyag tárolásakor számolni kell a keletkező hő elvitelével.

A kiégett fűtőelemekben található izotópok felezési ideje (az az idő, amely alatt az atommagok fele elbomlik) széles tartományban, a másodperc törtrésze és több millió év között változik. Az aktivitás azonban idővel mindenképpen csökken, mert a radioaktív bomlási láncok végén stabil izotópok állnak. Az aktivitás időbeli csökkenése meghatározó jelentőségű a végleges tároló műszaki tervezése, illetve a szóba jöhető műszaki megoldások közötti választás szempontjából.

A kiégett üzemanyag aktivitásának változásáról előzetesen készített elemzések néhány eredményét illusztrálja az 1.-3. táblázat és az 1.-4. ábra. A kiégett üzemanyag aktivitását kezdetben a rövid felezési idejű hasadási termékek adják, majd néhány száz év után a plutónium, urán, ill. az egyéb aktinidák aktivitása a meghatározó. A hasadási termékek közül kiemelkedő jelentőségű néhány cézium (^{135}Cs, ^{137}Cs) és stroncium (^{90}Sr), valamint technécium (^{99}Tc), jód (^{129}I) és cirkónium (^{93}Zr) izotóp.

1.-3. táblázat: A kiégett üzemanyag aktivitása az üzemidő végén és 600 évvel később.

Üzemanyag típusa	50 MWnap/kgU		70 MWnap/kgU	
	Aktivitás (TBq/kg)			
	üzemidő végén	600 év múlva	üzemidő végén	600 év múlva
UO_2	8600	0,14	10000	0,17
MOX	8100	0,27	10000	0,23



1.-4. ábra: A kiégett UO_2 üzemanyag fajlagos aktivitásának változása az idő függvényében.

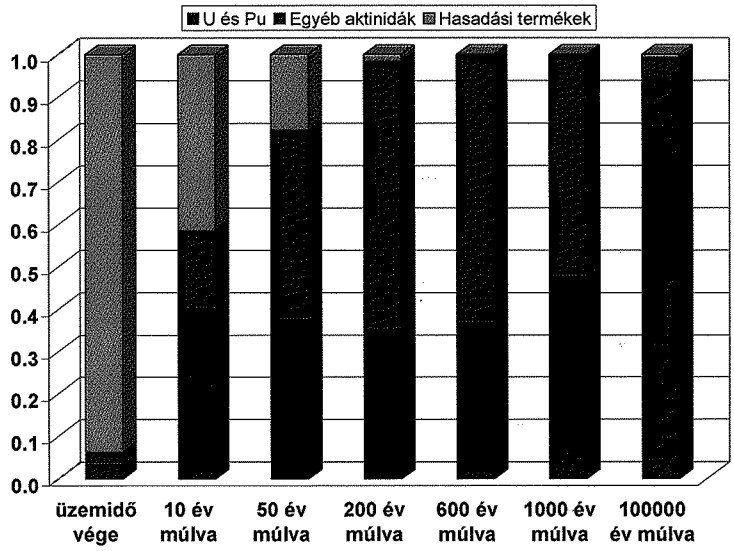
A 1.-3. táblázatban példaképpen feltüntettük az üzemidő végén és 600 év elteltével két különböző kiégésű esetre a feldolgozás nélküli kazetták aktivitását. Nincs lényeges különbség az UO_2 és a MOX üzemanyag aktivitása között. Az 1 kg üzemanyagra vonatkozó fajlagos aktivitás az üzemidő végén 10000 TBq, míg 600 év elteltével 0,1 TBq nagyságrendű, azaz

százezredére csökken. A változás az első időszakban a leggyorsabb – a reaktorból kivett fűtőelem aktivitása a tárolás első 10 évében ezredrészére csökken.

A hőtermelés a kiégett fűtőelemekben az aktivitással párhuzamosan csökken. Öt év tárolás után a kiégett kazettában fejlődő hő mindössze tízezred része annak a teljesítménynek, amelyet a kazetta a reaktorban normál üzemelés során termelt és ötszázad része annak a maradványhőnek, amellyel a kazetta közvetlenül a reaktor leállása után rendelkezett. Ötven éves tárolás után a próbaszámításokban vizsgált kazetták hőteljesítménye néhányszáz wattra becsülhető.

1.2.3. A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék radiotoxicitása

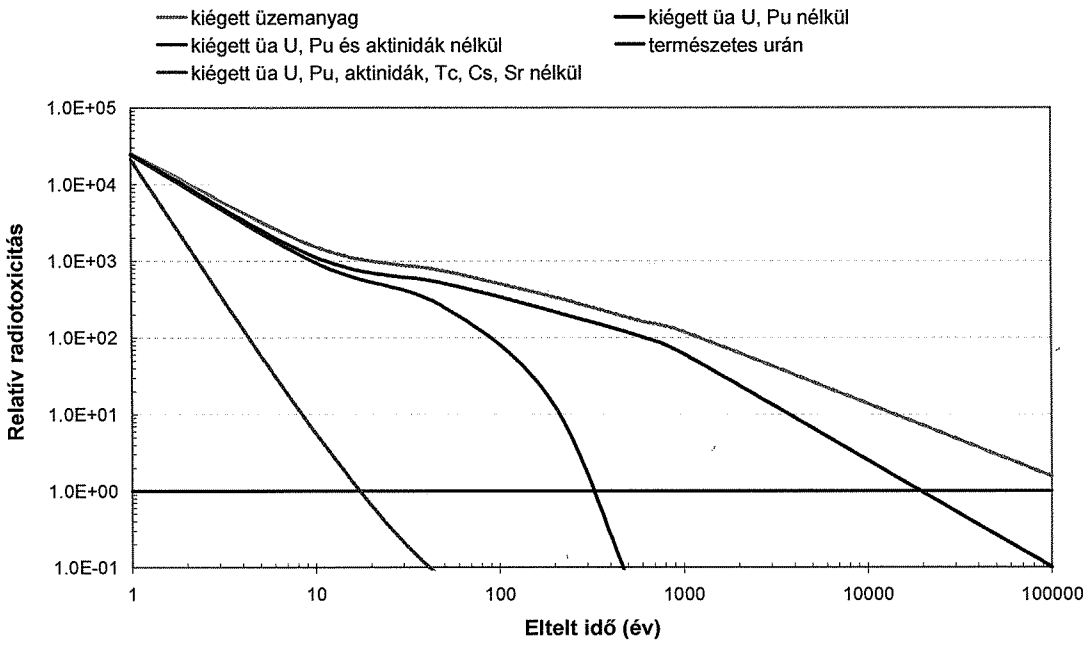
A kiégett üzemanyag radiotoxicitása azt mutatja meg, hogy a benne található radioaktív izotópoknak az emberi szervezetbe kerülve milyen potenciális egészségkárosító hatásuk lehetne. Matematikai értelemben a radiotoxicitás a kiégett üzemanyagban található radioaktív anyagok aktivitásának súlyozott összegét jelenti: az izotópok aktivitásából számolható, izotóponként más és más átszámítási (ún. dóziskonverziós) tényező segítségével [7]. A dóziskonverziós tényező minden izotópra jellemző nagyságú érték, mértékegysége Sv/Bq: a jód esetében például kiugróan magas, mert a pajzsmirigyben felhalmozódik és rákkeltő hatású. Ugyanakkor sok elem nem lép kölcsönhatásba a szervezettel, hanem távozik és ezért nem jelent komoly veszélyt, így a konverziós tényezője kicsi. Az aktinidák dóziskonverziós tényezője jóval meghaladja a legfontosabb hasadási termékekét. Egy adott izotóp esetében a lenyelési és a belélegzési dóziskonverziós tényező különbözik egymástól, és a tényező más értékkel rendelkezik egy felnőtt vagy egy gyermek szervezetére. A szilárd radioaktív hulladékból származó izotópok lenyelése valószínűbb, mint a belélegzésük, ezért a továbbiakban a különféle izotópok radiotoxicitásának összevetéséhez a lenyelési, és a felnőttekre vonatkozó dózist vesszük figyelembe [8].



1.-5. ábra: A kiégett üzemanyag komponensek radiotoxicitásának egymáshoz viszonyított részaránya (50 MWnap/kgU kiégésű UO_2 fűtőelem).

Az 1.-5. és 1.-6. ábrán példaként bemutatott adatokból jól látható, hogy az üzemanyagban csak kis tömegben található aktinidák szerepe nagyon fontos, hiszen a kiégett üzemanyag radiotoxicitásának nagy részét már az üzemidő vége után néhány évtizeddel ezek az izotópok adják. Ezért is fontos az összes aktinida eltávolítása a kiégett üzemanyagból, de már az urán és

plutónium izotópjainak eltávolítása is jelentősen csökkentené a hulladék radiotoxicitását. Ha az összes aktinida eltávolításra kerülne a hulladékból, akkor már 350 év után a természetes uránérc radiotoxicitásával megegyező lenne a hulladék radiotoxicitása. Az uránérc radiotoxicitásának számításakor figyelembe kell venni az ^{235}U és az ^{238}U izotópoknak és bomlástermékeiknek egyensúlyi koncentrációját a természetes uránban. (Az egyensúlyi koncentráció azt jelenti, hogy az adott izotópból ugyannyi keletkezik, mint amennyi elbomlik, ezért mennyisége idővel nem változik). A kiégett üzemanyag relatív radiotoxicitása a kiégett üzemanyag egységnyi urántömegre jutó radiotoxicitásának és az egységnyi tömegű uránt tartalmazó természetes érc radiotoxicitásának aránya. Ez azt jelenti, hogy ha az 1.-6. ábrán bemutatott görbék értéke egynél kisebb, akkor a radioaktív hulladék radiotoxicitása kevesebb, mint a fűtőelemek gyártásához felhasznált uránérc radiotoxicitása eredetileg volt.



1.-6. ábra: Kiégett UO_2 üzemanyagnak a természetese uránérchez viszonyított relatív radiotoxicitása az idő függvényében (50 MWnap/kgU kiégés).

1.3. A kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék

Az atomerőművek üzemelése során **szilárd** és **folyékony** halmazállapotú kis és közepes aktivitású hulladékok keletkeznek. A szilárd radioaktív hulladékok közé tartoznak a karbantartás és üzemeltetés során keletkező puha hulladékok (elhasznált ruhák, egyéni védőfelszerelések, törlőrongyok, fóliák), a karbantartó műhelyekben képződő fémhulladékok, forgácsok, elhasználódott szerszámok, a reaktorból kivett komponensek, az elhasználódott és felaktiválódott vagy felületileg szennyezett berendezések és az átalakításokból származó építési anyagok (betontörmelék, faanyag). A folyékony hulladékok különböző technológiai eljárások (szervezetlen szivárgások, ürítések, dekontamináló oldatok, ioncserélő gyanták regeneráló oldatai, transzportvizei, stb.) során keletkeznek az erőműben.

A kisaktivitású hulladékok tárolásához nincs szükség sugárvédelmi árnyékolásra. A közepes aktivitású hulladékok tárolóeszközeinek tervezése sugárvédelmi megfontolások alapján történik, de a – nagy aktivitású hulladéktól eltérően – nem kell számolni a hulladékban fejlődő hővel. A kis és közepes aktivitású hulladék élettartamát tekintve **rövid** és **hosszú**

élettartamúnak minősülhet. A rövid élettartamú hulladékban a meghatározó izotópok felezési ideje a 30 évet nem haladja meg.

A kis és közepes aktivitású hulladékokban a rövid felezési idejű izotópok dominálnak. Fő összetevőik között megtalálhatók a sugárzás hatására felaktiválódott szerkezeti anyagokból és a maghasadásokból származó izotópok is.

2. A kiégett fűtőelemek kezelésének és a radioaktív hulladékok tárolásának, elhelyezésének jelenlegi nemzetközi gyakorlata

A kiégett üzemanyag és a különböző ipari tevékenységekből származó nagy aktivitású hulladék jelenleg az egész világon átmeneti tárolókban kerül elhelyezésre. Néhány évtized tárolás alatt a radioaktív bomlás következtében a hulladék aktivitása és a benne fejlődő hő nagyságrendekkel csökken, ami megkönnyíti a végleges elhelyezést. A világon eddig felhalmozott kiégett üzemanyag és nagy aktivitású hulladék mennyisége kevés az egyéb ipari hulladékok mennyiségéhez képest, ezért átmeneti tárolásuk megfelelő megoldás volt eddig. A most üzemelő atomerőművi blokkok leállítását követően – a reaktorok leszerelésével párhuzamosan – várható a végleges tárolók üzembe helyezése.

A világon jelenleg körülbelül 280 000 tonna kiégett üzemanyagot tárolnak, és eddig körülbelül 80 000 tonna atomerőművi kiégett üzemanyag lett feldolgozva. Évente további 12 000 tonna kiégett üzemanyag keletkezik, amiből körülbelül 3000 tonnát dolgoznak fel. A kiégett fűtőelemek újrafeldolgozásával jelenleg csak néhány ország foglalkozik [9, 10]. Ennek oka a hatalmas beruházási és üzemeltetési költségen, valamint a bonyolult technológia ipari megvalósításának műszaki problémáin túl az a körülmény, hogy az újrafeldolgozás során a plutónium nagyon tiszta állapotban válhat ki és az atomfegyver-gyártás alapanyagául is szolgálhat.

A kiégett nukleáris fűtőelemek kezelésében jelentős különbségek vannak az egyes országok között. A stratégiák abban általában megegyeznek, hogy a kiégett fűtőelemeket kezdetben néhány évig víz alatt, a reaktor közvetlen közelében található pihentető medencében kell tárolni, ugyanis a nagy hőtermelés miatt a fűtőelemek folyamatos intenzív hűtése szükséges. Ez idő alatt a rövid felezési idejű izotópok lebomlanak, így az aktivitás és a fűtőelemek hőtermelése is jelentősen csökken. A jelenleg itthon és sok külföldi országban is alkalmazott gyakorlat szerint a fűtőelemek innen átmeneti tárolóba kerülnek, amely a választott technológiától függően száraz vagy nedves tároló lehet. Az itt töltött évtizedek alatt annyira lecsökken a fűtőelemek hőtermelése, hogy karbantartást nem igénylő, mélyen a föld alatt létesített végleges – ún. geológiai tárolókban – is el lehet helyezni őket.

A kiégett nukleáris fűtőelemek sorsának alakulásánál a legtöbb ország esetében várakozó stratégia („Wait and see policy") figyelhető meg – azaz a fűtőelemek átmeneti tárolókban vannak, míg végleges elhelyezésükről döntés születik. A várakozó stratégiára ad lehetőséget az, hogy még csak néhány évtizede keletkeznek kiégett atomerőművi fűtőelemek, amelyek az átmeneti tárolókban még sok évet eltölthetnek, továbbá azokat az erőműveket sem zárták be, melyek telephelyén (vagy annak közelében) a fűtőelemeket jelenleg tárolják. A kiégett üzemanyag feldolgozásából származó nagy aktivitású hulladékot egyelőre felszíni tárolókban helyezik el.

A kiégett fűtőelemek és a nagy aktivitású hulladékok kezelése területén egységes gyakorlatról nem lehet beszélni, a fő tendenciák a következők:

- Néhány ország saját üzemanyag újrafeldolgozó üzemmel rendelkezik, ahol a saját kiégett üzemanyagának egy részét és esetenként külföldi üzemanyagot dolgoz fel (pl.: Oroszország, Franciaország, Anglia, Japán, India).

- A megfelelő üzemanyag feldolgozási kapacitással nem rendelkező országok közül néhány külföldre küldi a kiégett üzemanyag egy részét feldolgozásra (pl.: Svájc, Belgium). Az újrafeldolgozás után a hasadóanyagot és a visszamaradó nagy aktivitású hulladékot legtöbbször visszaszállítják abba az országba, ahol a kiégett üzemanyag keletkezett.

- Bulgária és Ukrajna kétoldalú szerződés alapján visszaküldi a kiégett üzemanyagot a fűtőelemet gyártó Oroszországba.

- Számos országban tervezik geológiai tároló létesítését (Svédország, Franciaország, Japán).

- Az Egyesült Államokban és Finnországban már megkezdődött a geológiai tárolók létesítése.

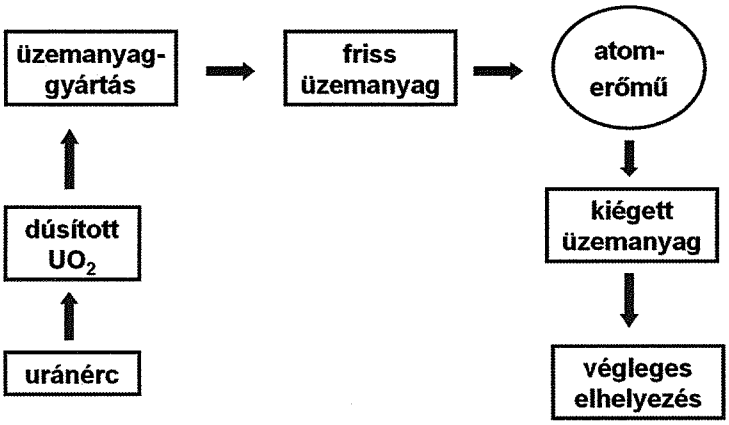
- Az Egyesült Államok 2006 februárjában jelentette be a Globális Nukleáris Energia Társulás (Global Nuclear Energy Partnership – GNEP) elnevezésű program elindítását a kiégett üzemanyag fejlett technológiájú feldolgozására és hasznosítására, amelynek további alapító tagjai Franciaország, Japán, Kína és Oroszország. A GNEP alapokmányát 2007 szeptemberében Magyarország is aláírta tíz másik országgal (Ausztrália, Bulgária, Ghána, Jordánia, Kazahsztán, Lengyelország, Litvánia, Románia, Szlovénia és Ukrajna) együtt. A GNEP-hez csatlakozott azóta Olaszország, Korea, Szenegál, Kanada és az Egyesült Királyság is.

2.1. A kiégett üzemanyag újrafeldolgozása

A reaktorból kikerült kiégett fűtőelemek rövid felezési idejű izotópjai a pihentető medencében töltött idő alatt lebomlanak. Ennek következtében lényegesen csökken a fűtőelemek hőtermelése. A végleges nagy aktivitású radioaktív hulladéktároló szempontjából csak az ezután is jelentős aktivitású izotópok fontosak.

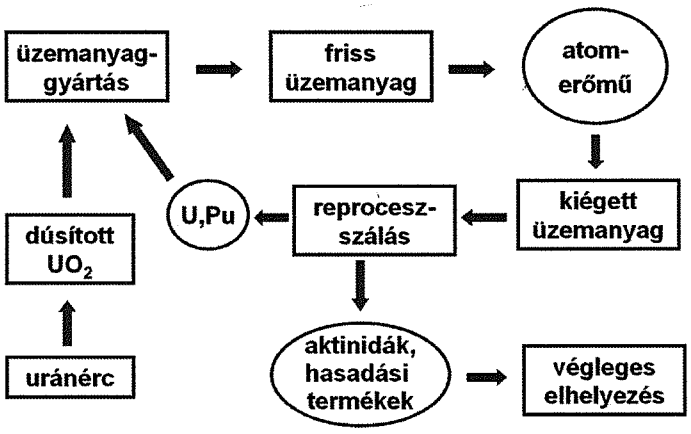
A fűtőelemek további sorsa többféle is lehet. A legkevesebb technológiai lépést igénylőtől a legtöbbet igénylőig ezek a következők.

A fűtőelemek közvetlen végleges elhelyezése során (2.-1. ábra) a fűtőelemekkel nem kell bonyolult kémiai folyamatokat végezni. A reaktorból kikerült üzemanyag több évtizedes tárolás után, feldolgozás nélkül kerül végleges elhelyezésre. Ezt a folyamatot **nyílt üzemanyagciklusnak** nevezik. A közvetlen elhelyezés során veszendőbe megy az üzemanyagban lévő, nem elhanyagolható mennyiségű hasadóanyag. A feldolgozás nélkül elhelyezett hulladék nagy aktivitású, és a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékokhoz képest számottevő hőtermeléssel rendelkezik. A kiégett kazetták radiotoxicitása a természetes urán radiotoxicitását csak több százezer év után éri el.



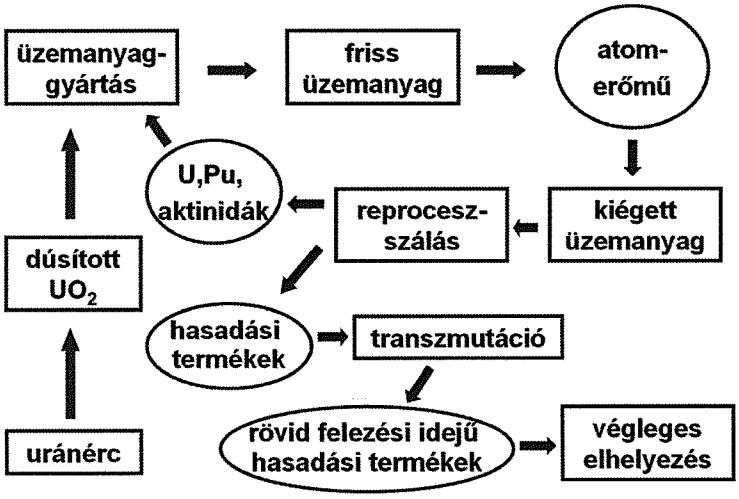
2.-1. ábra: A kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezése (nyílt üzemanyagciklus).

A részleges újrafeldolgozás (idegen szóval reprocesszálás) során a fűtőelemekből kinyerik az uránt és a plutóniumot. Ezekből MOX típusú fűtőelemeket gyártanak, a maradék pedig végleges tárolóba kerül (2.-2. ábra). A részleges újrafeldolgozás ma már bevált, ipari szinten megvalósított gyakorlat, de az újrafeldolgozásra csak egyszer kerül sor. Az ismételt részleges újrafeldolgozással a százezer éves távlatban a radiotoxicitás több mint 90%-át adó plutónium gyakorlatilag kikerülne a végleges elhelyezésre szánt hulladékból. A véglegesen elhelyezendő hulladék radiotoxicitása néhány tízezer év alatt éri el a természetes uránércre jellemző szintet.



2.-2.. ábra: A kiégett üzemanyag részleges újrafeldolgozása.

A teljes újrafeldolgozás, avagy szétválasztás és transzmutáció (angolul partitioning and transmutation, rövidítve P&T) lényege az, hogy az uránon és plutóniumon kívül a többi aktinida és a hosszú felezési idejű hasadási termékek különválasztására is sor kerül (2.-3. ábra). A szükséges kémiai és neutronfizikai folyamatok igen bonyolultak és megismerésükre ma is kísérletek folynak. A hosszú felezési idejű izotópokat speciális reaktorokban vagy besugárzó berendezésekben (transzmutációs eljárással) rövidebb felezési idejű izotópokká alakítják, így a radioaktív hulladék radiotoxicitása csak néhány száz évig marad jelentős. A kiégett üzemanyag teljes mértékű feldolgozása az ún. **zárt üzemanyagciklus** megvalósítását jelenti. A folyamat eredményeként a véglegesen elhelyezendő hulladékban csak rövid felezési idejű hasadási termékek lesznek.



2.-3. ábra: A kiégett üzemanyag teljes újrafeldolgozása (zárt üzemanyagciklus).

Az atomreaktorokból kikerülő fűtőelemek újrafeldolgozása a második világháború idején kezdődött el azzal a céllal, hogy a kiégett üzemanyagból ki lehessen nyerni az atombomba gyártására alkalmas plutóniumot. A katonai célú alkalmazás komoly technológiai fejlesztéseket eredményezett, amelyeket az atomerőművek megjelenését követően a békés célú újrafeldolgozásnál is alkalmazni lehetett.

Ma ipari méretekben elsősorban az ún. hidrometallurgiai eljárásokat alkalmazzák, amelyek vizes oldatokkal dolgoznak: ezekből kémiai reakciók útján, több lépésben vonják ki a feloldott anyagok. A hidrometallurgiai eljárások az ún. PUREX (Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction) eljáráson alapulnak, amelynek során a kiégett üzemanyagot feldarabolják, majd salétromsavban feloldják. Az oldatból kivonják a plutóniumot és az uránt, minden más hulladék lesz (benne az egyéb aktinidákkal és a hasadási termékekkel). A feldolgozás során (daraboláskor és oldáskor) keletkező gázok közül a jódizotópokat és a többi légnemű radioaktív anyagot kiszűrik, a nemesgázokat pedig hígítás után kiengedik a légkörbe. Az eljárásnak számos továbbfejlesztett változata létezik [11]. Az elérhető maximum az, hogy az összes aktinidát kinyerik az oldatból (külön-külön vagy úgy, hogy a plutóniumhoz hozzá legyen keverve valamelyik másik aktinida biztonsági okokból), továbbá lehetséges a cézium, a stroncium és a technécium elkülönítése is. Ezen technológiák egy része már ma is üzemel ipari méretekben, más részük laboratóriumban már bizonyított, néhány pedig még csak kísérleti stádiumban van. A sokféle, különböző eljárás kialakulását okozza az is, hogy az egyes országoknak mások a biztonsági célkitűzéseik és az elképzeléseik a kapott termékek további sorsát illetően.

A kiégett fűtőelemek feldolgozásának egy másik módja a pirometallurgia, azaz a magas hőmérsékletű kémiai eljárások alkalmazása. Ezekben az eljárásokban a reaktorból kivett fűtőelemeket rövid pihentetés után is fel lehet dolgozni. A fűtőelemeket alacsony olvadáspontú sóolvadékokban (kloridok, fluoridok) vagy olvadt fémben (alumínium, esetleg kadmium vagy bizmut) oldják fel, és elektrokémiai vagy kémiai úton választják szét az alkotóelemeket. A pirometallurgia elsősorban nem az atomerőművekben jelenleg használatos oxid (UO_2 és MOX) típusú, hanem a fémből készült (katonai célú és kutató reaktorokban alkalmazott) fűtőelemek újrafeldolgozására alkalmazható.

Az újrafeldolgozás mértékétől függően különböző a tárolandó hulladék radiotoxicitása. Az 1.2.3. fejezetben látható, hogyan oszlik meg a hulladék radiotoxicitása az összetevők különböző csoportjai között, és hogyan befolyásolja az urán és a plutónium, a többi aktinida,

ill. a technécium, cézium és stroncium egymást követő kivonása a hulladék radiotoxicitását és ennek időbeli csökkenését. Mindezek a folyamatok a biztonságos hulladéktárolás szükséges időtávlatát nagyságrendekkel lerövidítik.

A legfrissebb nyilvántartások szerint [9, 10] öt országban folyik erőművi fűtőelemek nem-katonai célú részleges újrafeldolgozása:

- Franciaországban, La Hague-ban 1976 óta zajlik részleges újrafeldolgozás, jelenleg összesen 1700 tonna/év kapacitással. Körülbelül 8,5 tonna visszanyert plutónium felhasználásával évente 100 tonna MOX üzemanyagot állítanak elő Pierrelatte-ban. A visszanyert urán 80%-át tárolják, alig az ötödét dúsítják újra és használják fel erőművekben, mert a fűtőelemekben üzem közben keletkezett ^{232}U és ^{236}U szennyezők miatt háromszor annyiba kerül a visszanyert urán dúsítása, mint a friss uráné – ez azonban az urán piaci árának emelkedésével változhat.

- Angliában a feldolgozó kapacitás javát a régi, gázhűtésű reaktorokból megmaradt kiégett fűtőelemek feldolgozása köti le, de 1994-ben átadták az új, 900 tonna/év kapacitású, vízhűtésű reaktorok fűtőelemeinek feldolgozására alkalmas reprocesszáló üzemet is és 2001-ben a MOX üzemanyaggyárat.

- Japánban, Rokkashóban elkészült a 800 tonna/év kapacitású üzem, mely a tervek szerint 2008 februárjától teljes kihasználtsággal üzemel. A kiégett fűtőelemekből visszanyert plutóniumból a tervek szerint MOX üzemanyagot állítanak elő és 2010 után 16-18 japán atomerőműben szeretnének MOX üzemanyagot használni. A MOX program első fázisában japán plutóniumból Franciaországban előállított üzemanyagot alkalmaznak. 2012-től fokozatosan átállnak a szintén Rokkashóban épülő J-MOX üzemanyaggyárban előállított termékekre.

- Oroszországban 400 tonna/év kapacitású üzem működik Azjorszkban és újabb üzem épül Zseleznogorszkban.

- Indiában Tarapur, Kalpakkam és Trombay telephelyeken folyik részleges újrafeldolgozás.

Az üzemek kapacitását a 2.-1. táblázat mutatja be. Fontos megjegyezni, hogy jelenleg ezen üzemek nem mindegyike működik teljes kihasználtsággal. Az elválasztott urán egy részéből atomerőművek számára üzemanyag készül, míg a maradékot átmeneti tárolókban őrzik. A feldolgozott üzemanyag jelentős része a legelterjedtebb (könnyűvizes) reaktorokban kiégetett fűtőelemekből áll. A felsorolt öt országon kívül még Kínában is több új reprocesszáló üzem épül, az USA-ban – ahol korábban felépítettek három újrafeldolgozó üzemet, de évek óta kihasználatlanul állnak – ismét előtérbe került a kiégett fűtőelemek újrafeldolgozásának kérdése.

Nyilvánvaló, hogy békés célú reprocesszáló üzemet – gazdasági és technikai megfontolások alapján – csak nemzetközi összefogásban, illetve olyan országban érdemes létrehozni, ahol sok atomerőmű működik. Egyes országokban az újrafeldolgozást akkor tekintik reális alternatívának, ha bekövetkezik az atomenergetika reneszánsza. Magyarországon ilyen üzem létesítésének nagy valószínűséggel a jövőben sem lesz realitása, ezért ha igény merül fel a kiégett üzemanyag újrafeldolgozására, akkor azt külföldön kell elvégeztetni.

2.-1. táblázat: Az újrafeldolgozó üzemek kapacitása.

Ország	Éves kapacitás (tonna/év)	
	könnyűvizes	más típus
Franciaország	1700	
Egyesült Királyság	900	1500
Oroszország	400	
Japán	800	
India		275
Összesen	5575	

Az utóbbi másfél évtizedben jelentősen megnőtt az érdeklődés az olyan újrafeldolgozási technikák iránt, amelyek az urán és a plutónium leválasztásán túl lehetővé teszik különféle elemek vagy elemcsoportok szeparálását (partícionálását) is. A partícionálási módszerek iránti érdeklődés megélénkülése egyértelműen a transzmutáció kutatásának ugyanebben az időszakban tapasztalt fellendüléséhez köthető. A partícionálás ugyanis előfeltétele a transzmutációnak, azaz a hosszú felezési idejű radioaktív magok neutron-besugárzás által rövidebb felezési idejű vagy stabil izotóppá történő átalakításának.

2.2. A kiégett üzemanyag transzmutációja, az üzemanyagciklus zárása

A transzmutáció során a hosszú felezési idejű izotópok atommag reakciók segítségével stabil vagy rövid felezési idejű izotópokká alakulnak át. A transzmutációs eljárás lehetővé teszi a hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezéséből származó környezeti kockázat jelentős csökkentését. Napjainkban a transzmutáció gyakorlati megvalósítására még nem került sor, de komoly fejlesztések folynak ennek a rendkívül perspektívikus technológiának a létrehozására.

A transzmutáció elsődleges célja a kiégett üzemanyag hosszú távú radiotoxicitásáért felelős aktinidák átalakítása. Az aktinidák hasadóképes izotópok, de többségükben csak nagyenergiájú (ún. gyors) neutronok idéznek elő hasadást. Transzmutációval a hosszú felezési idejű hasadási termékek (pl.: ^{99}Tc és ^{129}I) is stabil izotópokká alakíthatóak.

A transzmutáció nem jelent alternatívát a radioaktív hulladékok végleges elhelyezésével szemben, csak annak kiegészítésére szolgál. Alkalmazása jelentősen csökkentheti a végleges elhelyezésre kerülő hulladék mennyiségét és lebomlási idejét. A transzmutációt megelőző partícionálás keretében az urán, a hasadási termékek és az aktinidák különválasztása történik. A hasadási termékek transzmutálása speciális céltárgyakba építve képzelhető el. A transzmutálásra szánt anyag nem tartalmazhat ^{238}U izotópot, amelyből a transzmutáció során is aktinidák képződhetnének.

A transzmutációra olyan reaktor alkalmas, amely gyors neutronokkal üzemel és üzemanyaga nem tartalmaz ^{238}U izotópot. Nyilvánvaló, hogy ezek a feltételek csak olyan új reaktorok kifejlesztése útján teljesíthetők, amelyek műszakilag meglehetősen különböznek a ma üzemelő kereskedelmi reaktortípusoktól. A gyorsneutronos zóna fokozott terhelést jelent a szerkezeti anyagokra, ezért új anyagok kifejlesztése szükséges. Ezekben a reaktorokban nem használható a víz hűtőközegként, hanem folyékony ólmot, ólom-bizmut keveréket, nátriumot vagy hélium gázt kell alkalmazni. Transzmutációs célokra használható ólom hűtésű reaktorok fejlesztése folyik például Oroszországban, ahol 2030 után tervezik üzembe helyezni az első – a kiégett üzemanyagot is helyben feldolgozó – ipari méretű blokkokat [31, 32].

Az urántól és plutóniumtól eltérően az egyéb aktinidák hasadásakor nem keletkezik elég neutron ahhoz, hogy önfenntartó láncreakció jöjjön létre. Ezért ha felmerül az igény, hogy ezeket az aktinidákat az urántól és plutóniumtól elkülönítve lehessen transzmutálni, akkor gondoskodni kell egy külső neutronforrásról. Az ilyen berendezést gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszernek (angolul: Accelerator Driven Subcritical Systems – ADS) nevezik. (Az ilyen rendszert azért hívják szubkritikusnak, mert nem jön benne létre önfenntartó láncreakció). Egy gyorsítóval hajtott szubkritikus rendszer tipikusan a zónában található aktinida-mennyiség 20%-át képes elhasítani [13]. Az elképzelések szerint a rendszerben történő besugárzás végén az üzemanyagot kiveszik a zónából és pár éves hűtési periódus után újrafeldolgozzák, majd a hagyományos reaktorokból származó kiégett üzemanyag felhasználásával új üzemanyagot gyártanak a transzmutációs berendezéshez.

A transzmutáció rendszerszintű megvalósítására vonatkozó elképzelések két kategóriára oszthatók.

- Az elsőbe azok a rendszerek sorolhatók, amelyekben termikus és gyorsreaktorok nagyjából azonos arányban vannak jelen, és a gyorsreaktorok a termikus reaktorokból és az önmagukból származó plutóniummal és egyéb aktinidákkal üzemelnek. Az ilyen rendszerekben az aktinidák transzmutációja a gyorsreaktorokban valósul meg.
- A másik kategóriába azok az elképzelések tartoznak, amelyeknél a transzmutáció külön erre a célra fejlesztett szubkritikus berendezésekben történik. Az ilyen rendszereknél a termikus reaktorok vannak többségben, és ezek nagy része a keletkezett plutónium újrafelhasználásával üzemel. A termikus reaktorokban keletkező egyéb aktinidákat a szubkritikus berendezések transzmutálják.

Az USA kormányának kezdeményezésre 2001-ben indult el a negyedik generációs reaktorok kifejlesztésére irányuló nemzetközi együttműködés (angol rövidítéssel GIF). A projekt egyik célkitűzése az, hogy a negyedik generációs termikus és gyors reaktorok megfelelő összetételű, zárt üzemanyagciklusú rendszerével elkerülhető legyen a hosszú felezési idejű radioaktív hulladékok felszaporodása [14]. A GIF projektben kiválasztott reaktortípusok közül elsősorban a gázhűtésű, illetve az ólomhűtésű gyorsreaktor rendelkezhet a transzmutációhoz szükséges gyors neutron összetétellel. A vonatkozó számítások [15, 16] azt mutatják, hogy amennyiben a negyedik generációs reaktorokból alkalmasan kialakított zárt üzemanyagciklusú szimbiotikus atomerőmű-rendszerben a gyorsreaktorok aránya éppen csak meghaladja az 50%-ot, és a gyorsreaktorok aktív zónájába kerülő üzemanyag nem tartalmaz egy bizonyos mennyiségnél többet az uránon és plutóniumon kívüli aktinidákból, akkor az aktinidák mennyisége hosszú távon folyamatos növekedés helyett egy egyensúlyi értékre áll be. Az ilyen rendszerben a gyorsreaktorok a termikus reaktorokból származó, ott többletként termelődő aktinidákat is elhasítják. A rendszer teljes aktinida készletének csökkentése a gyorsreaktorok rendszeren belüli részarányának növelésével (50% fölé emelésével) érhető el.

A fenti rendszerekre vonatkozó elemzések azt mutatják, hogy az üzemanyag többszöri visszakeringetésével elérhető a radiotoxicitás akár század részére történő csökkentése a nyitott üzemanyagciklushoz képest [17], valamint a szükséges tárolási idő is lecsökken a több százezer éves nagyságrendről néhány száz évre. Az újrafeldolgozás és az üzemanyag-gyártás során fellépő technológiai veszteségek miatt az aktinidák egy része hátra marad a hulladékokban. A ciklus zárására irányuló erőfeszítések azt célozzák, hogy a megmaradó aktinida mennyiségnek a radiotoxicitása lehetőleg 1000 éven belül essen a természetes uránércre vonatkozó referenciaszint alá.

Az üzemanyag-ciklus zárásához még hosszú kutató és fejlesztőmunkára, továbbá politikai és gazdasági döntések meghozatalára, regionális nemzetközi együttműködések kialakítására és a transzmutáció működtetésének megszervezésére van szükség. A jelenlegi fejlesztések üteme alapján elképzelhető, hogy a tervezett új hazai blokkok kiégett üzemanyagának végleges elhelyezésekor már számolni lehet a transzmutációs technika alkalmazásával.

2.3. A nagy aktivitású hulladék geológiai tárolói

A kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezésének és az újrafeldolgozásból visszamaradó hulladék elhelyezésének esetében egyaránt gondoskodni kell a nagy aktivitású radioaktív anyag végleges lerakásáról. A hosszú felezési idejű radioaktív hulladékokkal kapcsolatban, mint általában a nem megsemmisíthető és nem újrafelhasználható veszélyes hulladékok esetében több lehetőség is felmerülhet. A *felhígítás és a környezetbe való kibocsátás* a nagy aktivitású radioaktív hulladékok esetében nem tekinthető reális opciónak. *Átmeneti tárolás és folyamatos ellenőrzés* esetén a jövő generáció hozhatja meg a döntést, kihasználva az időközben megszülető tudományos és technikai eredményeket. Fontos feladat ugyanakkor a tudás megőrzése és átadása a generációk között, illetve a terület felszín feletti őrzése. A *végleges izoláció és elhelyezés* előnye, hogy nem hagy hátra feladatot és problémát a következő generációk tagjainak. Úgy izolálja a radioaktív hulladékot a környezettől, hogy nem kell a jövőben beavatkozni. Ugyanakkor elvész annak a lehetősége, hogy később kihasználják a tudományos és technikai eredményeket, esetleg visszanyerjék és hasznosítsák a tárolóba lerakott anyagokat [18].

A radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére korábban több elvi megoldás is felmerült (tengerfenéken, világűrben, sarki jégtáblákban, lakatlan szigeten), de napjainkban kizárólag a geológiai formációban történő elhelyezés tűnik reális megoldásnak. A végleges elhelyezés legfontosabb követelménye, hogy a tárolóban elhelyezett hulladék hosszú időn keresztül a környezettől tökéletesen elszigetelt maradjon, amit a többszörös (földtani és műszaki) gátrendszerrel biztosítható: a hulladékot több, egymást kiegészítő, természetes és mesterséges gátnak kell elszigetelnie a bioszférától. Ezen gátak közé tartozik a hulladék formája és kondicionálása; a hulladékot tartalmazó, általában többrétegű konténer; az ezt körülvevő tömedékelő anyag; a tárolótér biztonságos lezárása; az egész hulladéktároló megfelelő lezárása a betárolás befejezése után; valamint a jól megválasztott, megfelelő geológiai környezet.

A geológiai tárolókban történő végleges elhelyezéshez hermetikusan lezárt konténereket kell használni, amelyek hosszú ideig képesek megakadályozni a tárolt radioaktív izotópok kikerülését. A konténernek sérülés nélkül ki kell bírnia a tárolóban várható mechanikai terhelést, és ellenállónak kell lennie a korróziós folyamatokkal szemben. A konténerek több olyan rétegből állnak, amelyek egyenként is képesek hosszú ideig izolálni a környezetet a radioaktív anyagoktól, és amelyek különböző mértékben ellenállnak a hőnek, a kémiai és az elektrokémiai folyamatoknak, illetve a mechanikai terhelésnek. Ez a megoldás lehetővé teszi, hogy a konténerből csak akkor kerüljön ki aktivitás, ha már valamennyi réteg megsérült. A konténereket úgy tervezik, hogy nagyon hosszú ideig hermetikusan zártak maradjanak a geológiai tárolóban (egy svéd konténer a tervek szerint több mint százezer évig megőrzi épségét [19]). Ha mégis létrejön a konténer lokális sérülése, akkor a többrétegű elrendezés jelentősen késlelteti a radioaktív anyagok kikerülését.

A konténereket úgy tervezik meg, hogy biztosítsák a szállítás során a dolgozók sugárvédelmét és megakadályozzák a hasadási láncreakció beindulását. Néhány országban követelményként szerepel az is, hogy a konténereket évekkel a végleges elhelyezés után (Franciaországban

például legalább száz évig [20]) vissza kell tudni hozni a tárolóból. Erre akkor lenne szükség, ha szivárgás lépne fel a tároló környékén, vagy ha gazdaságossá válna a kiégett üzemanyagban található anyagok kinyerése. A kiégett üzemanyag vagy ép kazettánként, vagy a kazetta szétbontása után rudanként fog a konténerbe kerülni. A tárolók létesítésekor használandó konténerek kifejlesztése és gyártása nem igényel alapvetően új műszaki megoldásokat, ezért a megfelelő tervezés és tesztelés után a konténerek napjaink technológiájával kivitelezhetőek.

A kiégett üzemanyag újrafeldolgozásából származó nagy aktivitású hulladék vitrifikálás után tárolható. A vitrifikálás egy jól bevált eljárás, amelynek lényege, hogy a hulladékot magas hőmérsékleten olvadt üvegképző anyagokkal keverik össze, majd a keveréket lehűtik. Az így képződő üvegszerű anyag rendkívül stabil és a benne oldott radioaktív izotópok nem jutnak ki a környezetbe.

Az egyéb (azaz nem a kiégett üzemanyag újrafeldolgozásából származó) nagy aktivitású hulladék főleg nagyméretű fémdarabokból áll (pl.: a reaktor belső szerkezeti elemei), amelyeket cementbe ágyazás után lehet elhelyezni a geológiai tárolóban.

A tároló helyszínének kiválasztásánál számos tényezőt kell figyelembe venni, így például a befogadó kőzet típusát (só, tufa, bazalt, gránit, agyag stb.); a geológiai stabilitást; a szeizmikus viszonyokat; a rétegződési és áramlási viszonyokat; a vetők, törések jelenlétét; a felszíni vizek jellemzőit és a felszíni terepjellemzőket.

Jelenleg még nem működik végleges hulladéktároló polgári atomerőművekből származó nagy aktivitású hulladékok számára, ennek okai azonban nem műszaki jellegűek. A nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezése ugyanis technológiailag megoldott feladat. A késlekedést egyrészt a jelentős társadalmi ellenállás okozza, másrészt egyelőre nincs akkora mennyiségű hulladék, ami miatt a tárolók megépítése halaszthatatlan lenne. A nagy aktivitású hulladékok legnagyobb része a kiégett fűtőelemekből és az atomerőművek leszereléséből származik. Eddig még csak néhány reaktor leszerelésére került sor, a kiégett fűtőelemek pedig még az átmeneti tárolókban töltik átlag 50 éves pihenőjüket.

A geológiai tárolók hosszú idejű alkalmasságára az ún. természeti analógiák alapján lehet következtetni. Ezekben mérésekkel igazolható, hogy megfelelő geológiai feltételek között a több millió évvel ezelőtt keletkezett radioaktív izotópok a keletkezés helyén maradtak és nem vándoroltak el. Ilyen természeti analógiák például a kanadai Cigar Lake-i uránérc-telep és a gaboni természetes reaktorok [21]. Az ezeken a területeken végzett vizsgálatok és modellszámítások egyértelműen bizonyítják, hogy a nagy aktivitású hulladékok geológiai tárolókban történő elhelyezése több százezer éves időtartamon is biztonságos, így ezek alkalmazása nem jelent megengedhetetlen kockázatot a jövő generációi számára

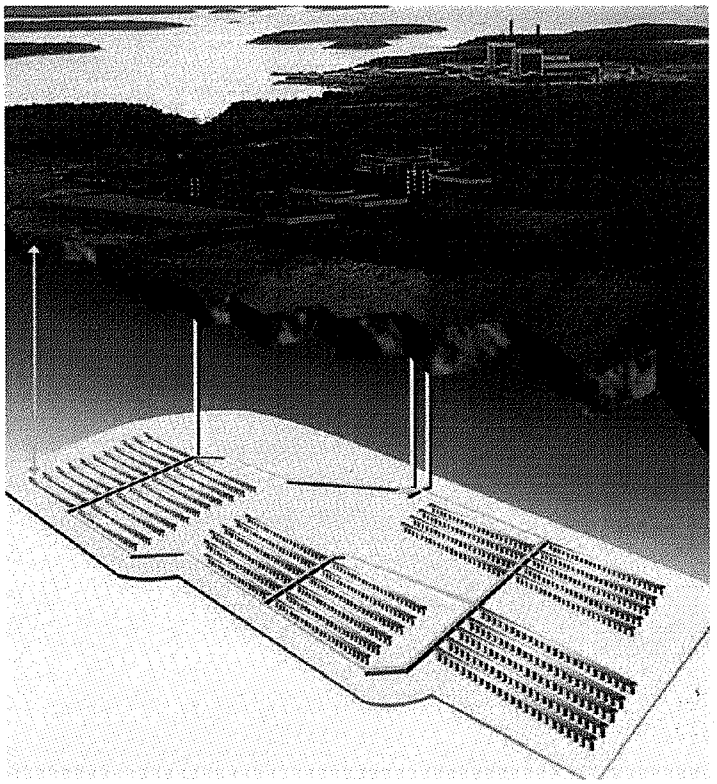
Az, hogy egy adott ország milyen hulladék-elhelyezési rendszer mellett dönt, számos tényezőtől függ. A legfontosabbak: az elhelyezni kívánt hulladékok tulajdonságai, az ország földrajzi-geológiai sajátosságai, a közvélemény hozzáállása. Például Franciaországban, ahol a nukleáris energetika társadalmi elfogadottsága nagy, jelentős mennyiségű radioaktív hulladékot tárolnak kizárólag felszín közeli tárolókban. Ezzel szemben például Németország a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok esetében is ragaszkodik a drágább mélységi tároláshoz.

A nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére már több országban is folynak kutatások. Abban teljes az egyetértés, hogy a nagy aktivitású, hosszú felezési idejű hulladékok csak stabil geológiai formációkban, azaz mélységi tárolókban helyezhetők el biztonságosan.

- Az Amerikai Egyesült Államokban az elképzelések szerint a fűtőelemek Nevada államban, a Yucca Mountain telephelyen megvalósuló mélységi tárolóban lesznek elhelyezve, melynek kapacitása 70 000 tonna és a tervek szerint 2017-től fogadhat kiégett kazettákat. A kazettákat már az erőművekben szállításra és tárolásra egyaránt alkalmas TAD (Transportation, Aging and Disposal) konténerben helyezik el [22], ezzel egyszerűbbé válik a kezelésük a tároló telephelyen. (Az amerikai atomfegyver fejlesztésekből származó aktinidák végleges elhelyezésére az új-mexikói Carlsbad mellett, egy 655 m mély sóbányában már működik végleges tároló [30]).

- Svédországban 1983 óta az elhelyezés koncepciója a következő: a tároló 500 m mélységben több párhuzamos vágatból áll, melyek egy központi alagúttal vannak összekötve. A vágatokból függőleges kutakat alakítanak ki egy-egy tok részére, amelyeket betonnal vesznek körül. Három helyszínen folytatnak vizsgálatokat, az évtized végén születhet eredmény és adhatják be az engedélykérelmet a geológiai tároló létesítésére.

- Finnországban 1991-ben a kormány arról döntött, hogy a kiégett fűtőelemeket geológiai tárolóban helyezik el 400-700 m mélységben (2.-4.. ábra). A kilencvenes évek végén kiválasztották a helyszínt, 300, 400 és 500 méter mélységben végeznek kutatásokat, a végleges elhelyezés előtt a fűtőelemeket 12 kazettánként rézborítású acéltokokba csomagolják. A kutatási fázis 2010-ig tart, ezt követheti a tároló létesítése. A jelenlegi tervek szerint 2020 körül adják be a működési engedélykérelmet.



2.-4. ábra: A finn végleges tároló tervezett elrendezése (Olkiluoto) [24].

- Svájcban 2006 júniusában a kormány elfogadta, hogy az atomerőművekből származó kiégett üzemanyag, vitrifikált nagy aktivitású hulladék és a hosszú felezési idejű közepes aktivitású hulladék biztonságos elhelyezése műszakilag megvalósítható az

országban megfelelő geológiai formációban. Ugyanakkor ez az eljárás nem minősült a geológiai tároló engedélyezésének, ezért a helyszín utáni kutatásokat folytatni kell. A tervek szerint 2040 körül kezdhet nagy aktivitású hulladékot fogadni egy geológiai tároló.

- Németországban a közelmúltig a nagy aktivitású hulladékok (és esetleg a kiégett fűtőelemek) végleges elhelyezésére a geológiai tároló létesítése volt az egyetlen opció, de a blokkok leállításáról hozott döntéssel együtt ezt a kérdést is újra megnyitották. Jelenleg négy helyszínen folynak vizsgálatok, ahol megfelelő kiterjedésű és minőségű sólencsék találhatóak.

- Angliában a legfrissebb tervekben 10 új atomerőművi blokk építése szerepel. 2008. januárban jelent meg a White Paper energiastratégiai dokumentum. Az ország radioaktív hulladékainak kezeléséről kezdeményezett társadalmi konzultáció azt mutatja, hogy a nagy aktivitású hulladék elhelyezésével kapcsolatban széles támogatottságot élvez a geológiai elhelyezés [23].

2.4. Központi tárolóhelyek létesítésére vonatkozó elképzelések

Általánosan elfogadott elv, hogy az atomerőművekben keletkező radioaktív hulladékok végleges elhelyezését annak az országnak kell megoldania, amelyik élvezi a nukleáris energiatermelésből származó előnyöket [25]. Ez azonban nem jelenti automatikusan azt, hogy miden országban saját végleges tárolót kell létesíteni. Számos olyan ország van, ahol a keletkező hulladék mennyisége olyan kevés, hogy nem érdemes a kiégett fűtőelemek feldolgozására üzemeket létrehozni vagy végleges tárolót létesíteni. Egyes országokban a természeti adottságok nem teszik lehetővé a végleges tárolónak megfelelő biztonságos és gazdaságos telephely kiválasztását. Ezekben az esetekben célszerű és szükséges nemzetközi együttműködések keretében megoldani a kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezését. Ilyen együttműködésekre számos példa volt eddig is.

Az atomerőművek kiégett üzemanyagának külföldön történő feldolgozására már az első erőművi blokkok létesítését követően nemzetközi – elsősorban kétoldalú – megállapodások születtek. A hatvanas és hetvenes években angol és francia reprocesszáló üzemekben dolgoztak fel német, olasz, holland, japán, svéd, belga és svájci kiégett üzemanyagot. 1976-ig a feldolgozás során keletkezett nagy aktivitású hulladékot nem szállították vissza az anyaországba. Hasonló megállapodás keretében vette vissza a Szovjetunió a volt szocialista országok kiégett fűtőelemeit.

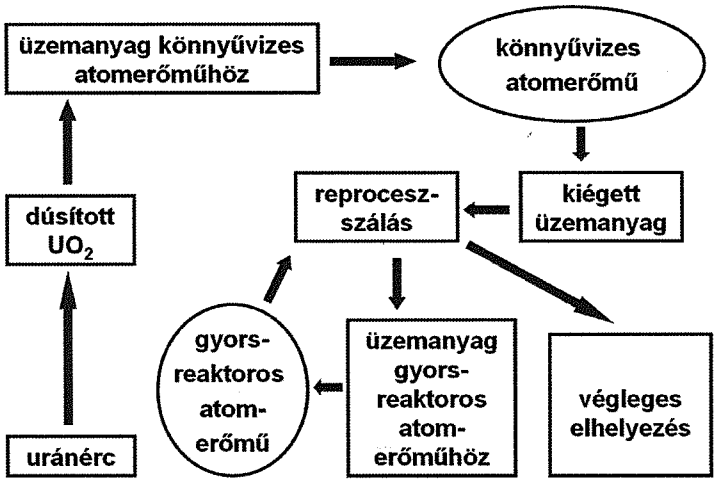
A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) 1975-77 között megvizsgálta a regionális nukleáris fűtőelem központok (Regional Nuclear Fuel Centres) létrehozásának lehetőségét. A NAÜ elemzés nagyon optimista következtetéseket vont le a regionális központok létesítéséről, amelyek nemcsak a tárolóhelyekre, hanem a reprocesszáló üzemekre is vonatkoztak. Az előnyök között említették a hasadóanyagok könnyebb nyilvántartását, valamint gazdasági és működtetési előnyöket. A központok létrehozását sok ország támogatta, de konkrét lépésekre nem került sor [26].

1987-ben az OECD egyik bizottsága (Radioactive Waste Management Committee) is foglalkozott a radioaktív hulladékok közös, nemzetközi szintű tárolásával. Akkor arra a következtetésre jutottak, hogy a nemzeti programok további fejlesztése járhatóbb út, mint a

közös tároló [26]. Az utóbbi húsz évben számos konkrét javaslat merült fel nemzetközi tárolók létesítésére. A kínaiak a Góbi sivatagban akartak fogadni külföldi eredetű radioaktív hulladékot, de felmerültek – elsősorban geológiai szempontból – potenciális helyszínek Ausztráliában, a Marshall szigeteken, Kazahsztánban, Argentínában és Dél-Afrikában is [25].

2003-ban egy regionális közép-európai nagy aktivitású hulladéktároló létesítésének lehetőségét vitatták meg Ausztria, Bulgária, Csehország, Magyarország, Szlovákia és Szlovénia képviselői a NAÜ szervezésében. A későbbiekben *ljubljanai kezdeményezés*ként ismert munkacsoport úgy gondolta, hogy a közös regionális tároló létesítésének biztonsági és gazdasági előnyei néhány éven belül hivatalos, kormányzati szintű javaslatokban is megjelenhetnek. A közös tároló létesítése nyilvánvaló előnyökkel járna nemzetközi szinten. Ugyanakkor a résztvevő országokban is mérlegelni kell a közös tároló létesítésének előnyeit és hátrányait annak megfelelően, hogy az adott ország befogadja a többi országból származó radioaktív hulladékot vagy továbbküldi a saját hulladékát egy másik országban létesített tárolóba.

Az Egyesült Államok által bejelentett Globális Nukleáris Energia Társulás (GNEP) kezdeményezés szerint a komoly nukleáris iparral rendelkező országok (elsősorban az USA) nemcsak ellátják üzemanyaggal a kisebb országok erőműveit, hanem gondoskodnak a kiégett fűtőelemek visszafogadásáról és újrahasznosításáról is. Ennek a megoldásnak az egyik nem titkolt célja az, hogy a kiégett üzemanyagból kinyerhető hasadóanyag ne kerülhessen ki az USA és a többi nukleáris nagyhatalom ellenőrzése alól.



2.-5.. ábra: A nukleáris üzemanyagciklus a GNEP programban.

A GNEP célkitűzések megvalósításához nagyon komoly műszaki fejlesztésekre van szükség:

- Létre kell hozni egy olyan újrafeldolgozási technológiát, amelyben nem különítik el az atombomba gyártására is alkalmas plutóniumot. Az eljárás során az üzemanyagból fűtőelem gyártásra használható urán kivonása történik. Több technológiai lépés eredményeként elkülönítik egymástól az aktinidákat, a nagy aktivitású hulladékként végleges elhelyezésre kerülő hosszú és az átmeneti tárolást igénylő rövid felezési idejű hasadási termékeket.
- Új típusú (negyedik generációs) reaktorokat kell tervezni és építeni, amelyek az üzemanyagból kinyert hasadóképes aktinidákat elégetik és közben villamos energiát is termelnek (11. ábra).

A GNEP kezdeményezésben tervezett fejlesztések megvalósítása valószínűleg évtizedeket vesz majd igénybe. A technológia sikeres kifejlesztése után az atomerőművekből származó nagy aktivitású hulladék radiotoxicitása nagyságrendekkel csökken és a végleges elhelyezéséhez 50-100-szor kevesebb tároló kapacitásra lesz szükség, mint amivel a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezésekor kell számolni [27].

2.5. A kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezése

A kis és közepes aktivitású hulladékokat általában acélhordókban tárolják. A szilárd hulladékot tömörítik, hogy kisebb térfogatot kelljen tárolni. A folyékony hulladékot általában besűrítik és cementezéssel szilárdítják meg. A hulladék kezelésének számos egyéb technológiája is van, mint például az égetés, a bitumenezés vagy a szárazra párlás.

A kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezése történhet felszínhez közeli és földalatti tárolókban.

- A felszínhez közeli tárolókat a lezárás előtt több réteggel lefedésik és a felszínen természetes körülményeket alakítanak ki.
- A földalatti tárolók hasonlóak a kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék tárolására létesülő geológiai tárolókhoz, de más műszaki megoldásokat alkalmaznak és általában nincsnenek olyan mélyen a felszín alatt mint a geológiai tárolók.

Számos országban elfogadott stratégia, hogy a társadalom egészségének védelme a rövid élettartamú, kis és közepes aktivitású hulladékok képviselte veszéllyel szemben felszíni tárolókkal is biztosítható. Ha azonban az ilyen hulladékokat gondosan kiválasztott telephelyen, jó műszaki megoldású földalatti tárolókban helyezik el, akkor további védelem biztosítható mind az emberi (pl.: repülőgép baleset vagy szabotázs), mind pedig a természeti eredetű (pl.: szélsőséges időjárás, földrengés) veszélyekkel szemben. A földalatti tárolókat azzal a céllal hozzák létre, hogy hosszú időn keresztül, felügyelet nélkül is garantálják a szükséges biztonságot, szemben a felszínközeli létesítményekkel, ahol általában hosszú idejű — néhány évszázadnyi — intézményes ellenőrzéssel számolnak. Következésképpen egy műszakilag jól kialakított földalatti tároló nagyobb fokú védelmet és biztonságot nyújt a társadalom számára, mint a hasonló felszíni létesítmény [33].

Felszínhez közeli tárolók számos országban létesültek [33]:

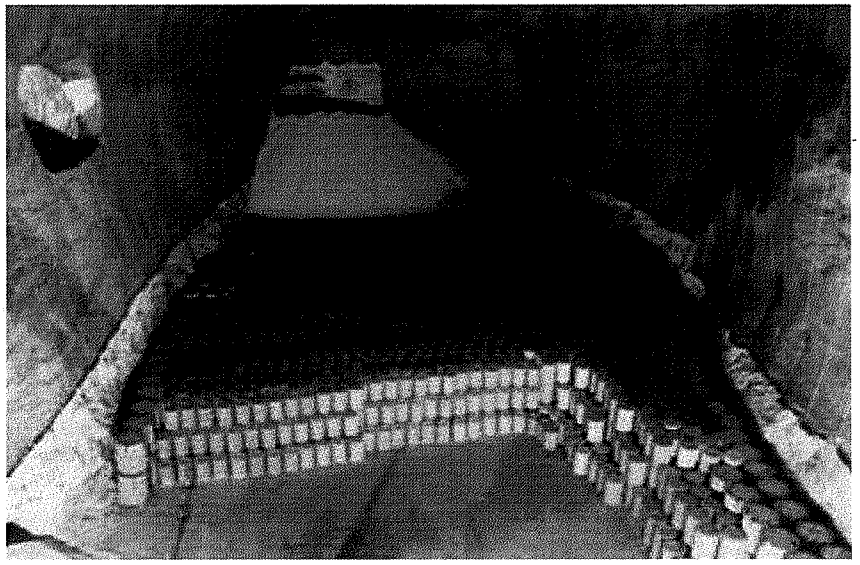
- A spanyolországi El Cabril-i tárolóban a fémhordókban lévő hulladékot betonkonténerekbe teszik és így helyezik el azokat a tárolókamrákban. A tároló megtelte után többrétegű műszaki lefedést építenek a kamrák fölé, amely megakadályozza a csapadék beszivárgását és hosszú idejű védelmet biztosít. A tároló 1992 óta fogad be hulladékot.
- Franciaország első felszínközeli radioaktív hulladéktárolója a Centre de la Manche-i tároló. A létesítményt műanyag fóliával és bitumennel impregnált védőréteggel bélelt, árok típusú felszíni tárolóként alakították ki és üzemeltették hosszú éveken keresztül. 1979-től a korábbi koncepciót fokozatosan felváltotta egy korszerű rendszer, amely vasbeton szerkezetű, modulárisan bővíthető elemekből áll, és külön csapadékvíz, valamint a beszivárgó víz gyűjtésére szolgáló rendszerekkel rendelkezik. A tároló megtelt és 1995-ben lezárták. A második francia hulladéktároló Centre de L'Aube-ban létesült és évente kb. 30000 m^3 hulladékot fogad.

- A japán Rokkasho-Mura felszíni tároló 1992 óta üzemel és fogadja a japán atomerőművek kisaktivitású hulladékait. A tároló létesítésekor az alapkőzetbe körülbelül 8 méter mélységig hatoltak le. A hulladékkal teli hordókat vasbeton medencékben helyezik el. A térkitöltő habarcs megkötése után az ideiglenes fedést eltávolítják és egy monolit tömböt képeznek ki a cella fölött. Végül pedig vasbeton lefedést alakítanak ki minden medence fölött. A tárolót 2 méter vastag, 15%-os bentonit-homok keverékkel fedik le, végül talaj kerül rá. A talajréteg tetejére növényzetet telepítenek. A medencék belső fala porózus betontömbökből készül, ami lehetővé teszi a víz elszivárgását, mielőtt az a hulladékos hordókkal érintkezhetne. A medencék körül ellenőrző alagutakat építettek ki a víz megfigyelésére és elvezetésére.

Földalatti hulladéktárolók is több helyen, hosszú ideje üzemelnek a világon [33]. A tárolók lehetnek a kőzet természetes üregeiben vagy mesterséges kialakított terekben.

- Svédországban a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék tárolóját 60 méterrel a Balti-tenger szintje alatt építették meg, Forsmark település mellett. A létesítmény 1988 óta üzemel. A tárolóban négy kamra és egy siló van a különböző típusú hulladékok szelektív elhelyezésére. A közepes aktivitású hulladékokat egy 25 méter átmérőjű, 50 méter mély, henger alakú kőzetkamrában kialakított, betonfalazattal ellátott silóban helyezik el. A kisaktivitású hulladékokat 160 méter hosszú kamrákban helyezik el, amelyek falazata maga a befogadó kőzet.

- Németországban mindenfajta radioaktív hulladékot, beleértve a rövid élettartamú kis és közepes aktivitású hulladékot is, mély földalatti tárolókban helyeznek el. A kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezését 1978-ben egy Morsleben melletti sóbányában (2.-6. ábra) 500 m mélyen kezdték meg. Egy 1000 m mély, használaton kívüli vasércbányában egy másik tároló is létesült Németországban.



2.-6. ábra: Kis és közepes aktivitású hulladékok tárolása egy német sóbányában [34].

- A csehországi Richard tárolót egy korábbi mészkőbányában képezték ki. A tároló 1964 óta üzemel.

- Finnországban az Olkiluoto felszín alatti hulladéktároló 1992 óta üzemel. A kis és közepes aktivitású hulladékot kőzetben kialakított, betonfalazattal ellátott silókban

helyezik el a felszín alatt 70 és 100 méter között. A tárolót 40 évnyi hulladékképződésre tervezték, ami 40000 darab 200 literes hordót jelent. Az üzemelési fázis befejeztével a vágatot és az aknát eltömedékelik. A lezárás és elszigetelés után nem lesz szükség az ellenőrzés fenntartására. A loviisai atomerőmű mellett hasonló létesítményt építettek. A tárolót 1998-ban nyitották meg. Maga a tároló egy ép gránittömbben került kialakításra. A létesítményt 110 méter mélységbe telepítették.

- A romániai Bita Bihor tárolót egy uránbányában alakították ki, amely 1985 óta fogad radioaktív hulladékot.

A nemzetközi tapasztalatok szerint a kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére szolgáló felszín alatti tárolók létesítése ma már kiforrott technológia.

3. A kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelése és tárolása Magyarországon

Az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény szerint a radioaktív hulladék végleges elhelyezésével, valamint a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával és végleges elhelyezésével, továbbá a nukleáris létesítmények leszerelésével összefüggő feladatok elvégzéséről a Kormány által kijelölt szerv gondoskodik, mivel ezek megoldása országos érdek. Az atomtörvény szerint a Központi Nukleáris Pénzügyi Alap (KNPA vagy Alap) elkülönített állami pénzalapként finanszírozza a feladatok végrehajtását. Az Alappal az Országos Atomenergia Hivatalt (OAH) felügyelő miniszter rendelkezik, az OAH az Alap kezelője.

3.1. A paksi atomerőműben keletkező kiégett fűtőelemek mennyisége

Az új atomerőművi blokkok létesítésének előkészítéséhez fontos tapasztalatokat jelent a paksi atomerőműben keletkezett kiégett üzemanyag kezelésének és tárolásának gyakorlata. A paksi atomerőmű üzemeltetésének kezdeti időszakában évente reaktoronként 120 darab kiégett fűtőelem kazetta keletkezett azáltal, hogy a reaktorban lévő kazetták egyharmada lett kicserélve friss kazettákra. A gazdaságos üzemanyag felhasználás érdekében az erőmű folyamatosan követte az üzemanyag fejlesztés lehetőségeit. A kezdetben egyharmad mennyiséget (114-120 darab), először kevesebb, mint egyharmad, majd később már csak egynegyed töltetnek megfelelő kiégett kazetta kirakása követte. Ez azt jelenti, hogy a fejlesztések révén a kazetták átlagosan egyre hosszabb időt töltenek a reaktorban. Kezdetben minden kazetta 3 évig volt a zónában, a jelenleg megalapozás alatt álló típus esetén a kazetták egy részét viszont már 5 évig is felhasználják majd.

Az összesen keletkező kazettamennyiség szempontjából meghatározó körülmény, hogy az erőmű a blokkok jelenleg figyelembe vett 30 éves üzemidején túl további 20 éves üzemeltetés engedélyeztetését készíti elő. Az atomerőmű jelenleg üzemelő négy blokkjánál keletkező kiégett fűtőelem kazetták számának felső becsléseként ezért azzal kell számolni, hogy az egyes blokkok 2012-től kezdődően még 20 évig üzemelnek. Ez alatt évente 84-85 kiégett kazetta keletkezik.

A négy paksi blokk üzemeltetéséből eddig összesen 11024 darab kiégett kazetta származott. Az erőmű 30 éves üzemideje alapján 2017-ig bezárólag még 2472 darab kazetta keletkezésével kell számolni, amely összesen 13496 darab kiégett fűtőelem kazettát jelent. A tervezett 20 éves

üzemidő-hosszabbítást is figyelembe véve 6761 darab kiégett kazetta keletkezésével számolva összesen 20257 darab kiégett kazetta adódik.

3.2. A kiégett fűtőelemek korábbi visszaszállítása Oroszországba

A Paksi Atomerőmű 1970-es években elkészített műszaki tervében a kiégett fűtőelem kazetták hároméves pihentetését irányozták elő. Ezt követően a kazettákat visszaszállították volna a Szovjetunióba újrafeldolgozásra. A reaktorok mellett lévő pihentető medencék tárolókapacitását ennek megfelelően alakították ki. A hároméves pihentetés leteltével a kazettákat el kellett volna szállítani a pihentető medencékből, hogy azokban elegendő szabad hely maradjon a reaktorokból évente kikerülő kiégett fűtőelemek fogadására.

A kiégett fűtőelemek feldolgozására tervezett kapacitás vártnál kisebb ütemű növekedésére hivatkozva a szovjet fél még a paksi blokkok létesítési időszakában jelezte, hogy a 3 év helyett csak 5 éves tárolást követően tudja majd a kiégett fűtőelem kazettákat átvenni. Az ehhez szükséges tárolókapacitást az abban az időben általánosan alkalmazott, de költséges vizes átmeneti tároló megépítése helyett a pihentető medencében lévő tárolórácsok sűrített osztású tárolórácsokra történő cseréjével oldották meg. (A sűrített rácsosztású tárolóban az egységnyi felületre eső kazetta-darabszám nagyobb, ezért a tárolóban több kazetta helyezhető el.)

1989-től kezdődően az 5 éves pihentetésű kiégett kazettákat újrafeldolgozásra visszaszállították a Szovjetunióba. A szerződés szerint a szovjet fél biztosította a kiégett üzemanyag visszafogadását, így sem az újrafeldolgozás során kinyert hasadóanyagot, sem az újrafeldolgozási hulladékot nem kellett visszahozni Magyarországra. A magyar félnek gyakorlatilag csak a visszaszállítással kapcsolatban közvetlenül felmerülő költségeket kellett megtérítenie.

Az 1989-ben végrehajtott első visszaszállítást követően 1992 első félévéig a további visszaállítások a mindenkori éves igényeknek megfelelően folyamatosak voltak. Az első problémák 1992 második félévében jelentkeztek, amikor az abban a félévben esedékes kiszállítás 1993. februárig húzódott. Az 1998-as utolsó kiszállításig terjedő időszakban továbbra is akadozott a folyamat és a konkrét kiszállításokra is többnyire csak az orosz kormány egyedi engedélyével kerülhetett sor.

Az orosz és a magyar kormány képviselői 2004. április 29-én aláírták az 1966-os (az atomerőmű építése során folytatandó együttműködésről szóló) egyezményhez csatolt új Jegyzőkönyvet, amely a régihez viszonyítva pontosabban körülhatárolja a kiégett üzemanyag újrafeldolgozásával kapcsolatos fogalmakat. A Jegyzőkönyv szerint „...az Orosz Fél ideiglenes technológiai tárolás céljára az azt követő reprocesszálással együtt befogadja a nukleáris reaktor összes olyan besugárzott fűtőelemét, amelyet *az Oroszországi Föderációban gyártottak* és a Paksi Atomerőműben használtak...”.

A fentiek alapján megállapítható, hogy az eredetileg Oroszországban gyártott kiégett üzemanyag Magyarországról Oroszországba történő szállításának jelenleg sem műszaki, sem törvényi akadálya nincs. A mai jogszabályi környezetben – az Atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény 62. §-ának rendelkezése szerint – a Központi Nukleáris Pénzügyi Alapból (KNPA) a kiégett kazetták Oroszországba történő visszaszállítása nem finanszírozható, az csak az átmeneti tárolásra és a végső elhelyezésre fordítható. Ezért, legalábbis a részleges oroszországi visszaszállítás, jelentős többletköltséget jelentene az erőműnek. Az átmeneti

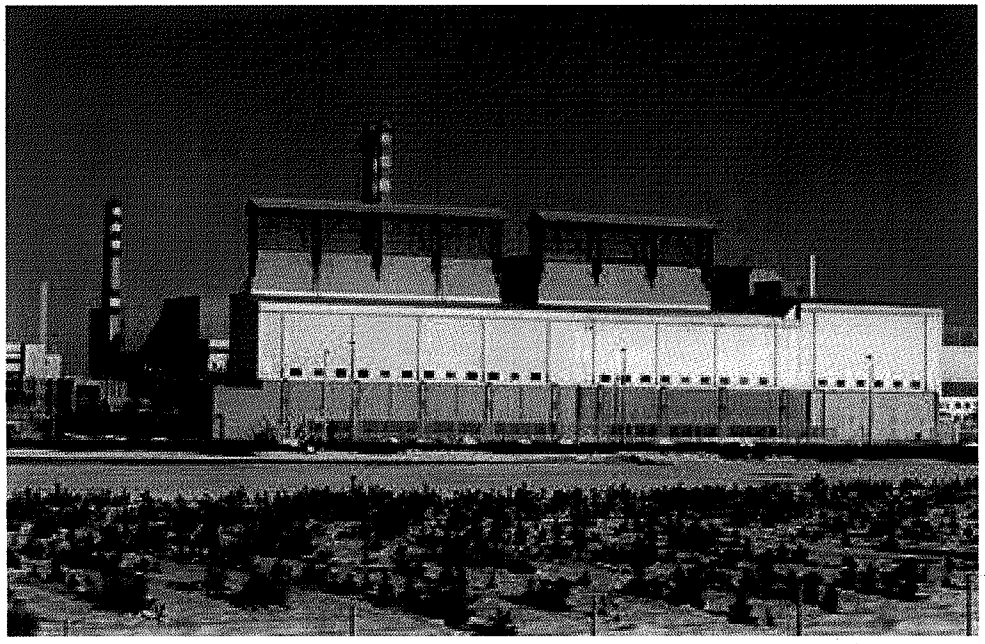
tárolással és a végső elhelyezéssel kapcsolatban a jelentősebb hányadot képviselő beruházásokra ugyanis tovább kellene folytatni a KNPA-ba történő befizetést is.

Az eddig elvégzett gazdaságossági számítások eredményei alapján azonban már most elmondható, hogy a kiszállításokat a mai feltételek között csak akkor érdemes felújítani, ha olyan, a teljes körűséget biztosító szerződést sikerül kidolgozni, amelynek keretében a Paksi Atomerőműben eddig termelődött és a jövőben még termelődő kiégett kazetták mindegyike kiszállításra kerül Oroszországba.

3.3. A kiégett fűtőelemek és a nagy aktivitású hulladék átmeneti tárolása

A kiégett fűtőelem kazetták visszaszállításával kapcsolatos nehézségek kezelésére az erőmű szakemberei már a 90-es évek elején vizsgálni kezdték az erőmű kiégett kazettáinak tárolásával, feldolgozásával és elhelyezésével kapcsolatos alternatív lehetőségeket. A kiégett kazetták átmeneti tárolójának létesítésére vonatkozó szerződést 1992 szeptemberében írták alá, az átmeneti tároló első kamráját pedig már 1997-ben felöltötték. A jelenlegi tárolási gyakorlat szerint a reaktorok melletti pihentető medencékből a kazettákat a kiégett kazetták átmeneti tárolójába szállítják.

A kiégett fűtőelemek paksi telephelyen történő átmeneti tárolásának biztosítására 1997-ben üzembe helyezett kiégett kazetták átmeneti tárolója (3.-1. ábra) a központi fogadóépületet és a fogadóépülethez csatlakozó tárolómodulokat foglalja magába. A tárolómodulok számát a mindenkori igényeknek megfelelően lehet bővíteni. Az eddig megépített 16 kamra mellett a jelenlegi engedélyek további 17, azaz összesen 33 kamra megépítését teszik lehetővé. A kiégett kazetták egyedi tárolócsövekben, semleges gázkörnyezetben vannak tárolva.



3.-1. ábra: A kiégett kazetták átmeneti tárolója Pakson [28].

A tárolócsövek méretét, illetve az átrakógépet is a paksi reaktorok kazettáinak geometriai méreteit figyelembe véve határozták meg. Ennek megfelelően alakították ki a tárolócsövek átmérőjét, magasságát és így a tárolókamrák magasságát is, illetve az átrakógép kazetta-szállításra szolgáló tornyának belső méreteit is. A kiégett fűtőelem kazetták folyamatos hűtését passzív, önszabályozó rendszer biztosítja, amelyben természetes légáramlás által biztosított

levegőmozgás (huzathatás) jön létre a tárolócső körül. Az eddig megépített 16 kamra egyenként 450 db kazettát képes befogadni. A további bővítések során létesítendő új kamrákban már 527 kazetta tárolását lehet majd biztosítani.

A kiégett kazetták átmeneti tárolójának teljes kiépítése után az átmeneti tároló teljes kapacitása 16519 kazetta lesz, így a tároló az erőmű eredetileg tervezett 30 éves üzemideje alatt (az Oroszországba már kiszállított 2331 kazettán felül) keletkező teljes mennyiséget képes befogadni. A tervezett 20 éves üzemidő-hosszabbítás során keletkező kiégett kazettákat is figyelembe véve összesen 17926 kazetta átmeneti tárolását kell biztosítani. Ez azt jelenti, hogy az üzemidő-hosszabbítás alatt keletkező kazetták meghatározó része is elhelyezhető a kiégett kazetták átmeneti tárolójában. Mindössze 1407 kazetta átmeneti tárolását kell megoldani, de a létesítésnél alkalmazott moduláris soros elrendezés lehetővé teszi, hogy a tervezett 33 kamra további néhány kamrával bővíthető legyen.

Az átmeneti tárolás szükséges időtartamát alapvetően meghatározza majd, hogy a nyílt vagy a zárt üzemanyagciklus szerinti további feladatokat biztosító létesítmény mikor áll rendelkezésre, azaz a kiégett kazetták átmeneti tárolójából mikor lehet majd megkezdeni a kazetták nagyobb mennyiségű kiszállítását. A jelenlegi üzemeltetési engedély szerint a 1997. júliusában kiadott használatbavételi engedélytől számítottan 50 évig lehet kiégett kazettát tárolni a kiégett kazetták átmeneti tárolójában, de a tárolás meghosszabbításának műszaki szempontból elvileg nincs akadálya. Az erőmű üzemidejének meghosszabbításával összehangoltan lehet a kiégett kazetták átmeneti tárolójának üzemidejét is meghosszabbítani, abban az esetben, ha 2047-ben még nem lehetne biztosítani a kazetták paksi telephelyről történő elszállítását.

A paksi atomerőmű üzemelése során keletkező nagy aktivitású radioaktív hulladékokat az atomerőmű ellenőrzött zónájában kialakított tároló kutakban helyezik el. A nagyobb méretű hulladékokat tartalék helyiségekben elhelyezett gyűjtőkonténerekben gyűjtik. A nagy aktivitású tároló kutakba kerülő hulladékot hengeres kapszulákba zárva tárolják. Eltávolításukra csak az erőmű leszerelésekor kerül sor.

3.4. A tervezett új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolási opciói

Az atomerőművek eddigi üzemeltetésének tapasztalatai alapján célszerű azzal számolni az új atomerőművi blokkok létesítésekor, hogy a kiégett kazettákat néhány évre vagy évtizedre átmeneti tárolóban kell majd elhelyezni.

Első közelítésként felmerül, hogy használható lesz-e a jelenleg üzemelő átmeneti tároló az új blokkok üzemanyagára is. A szóba jöhető új atomerőművi blokkokban használatos kazetták mérete általában jóval nagyobb, mint a jelenleg üzemelő VVER-440 blokkok kazettái.

3.-1. táblázat: A jelenlegi és az új blokkok kazettáinak fő jellemzői.

	VVER-440	Új blokk
üzemanyag mennyisége	120 kg/kazetta	600 kg/kazetta
fűtőelem rudak száma	126	265
kazetta magassága	3,2 m	4,8 m

A kazetták méretadataiból következik (3.-1. táblázat), hogy a kiégett kazetták átmeneti tárolójának jelenlegi kazettákra méretezett tárolócsövei kisebbek annál, semhogy azokban az új blokkok kazettái elhelyezhetőek legyenek. A jelenlegi tárolót csak műszakilag nehezen

megvalósítható és költséges átalakításokkal lehetne alkalmassá tenni az új kazetták befogadására.

Az új blokk kiégett kazettáinak számára vonatkozó számítások egy olyan kazetta adatai alapján készültek, amely az AP-600-as, VVER-1000-es és EPR-1600-as reaktorok kazettáinak átlagos paramétereivel rendelkezik (3.-1. táblázat). Két új blokk 60 éves üzemelés során összesen 2000-8000 darab kiégett kazetta keletkezésével lehet számolni (3.-2. táblázat).

3.-2. táblázat: Az új blokkok teljes üzemideje alatt keletkező kiégett kazetták száma.

Atomerőművi blokk villamos teljesítménye (MW)	Kiégett kazetták száma (db)	
	Kiégés: 50 MWnap/kgU	Kiégés: 70 MWnap/kgU
600	1400	1000
1000	2300	1700
1600	3700	2600

A tervezett új blokkok telepítésével összefüggésben tehát szükség lesz a kiégett kazetták jelenlegi átmeneti tárolójától független átmeneti tároló létesítésére. A vizes átmeneti tárolás inkább csak elvi lehetőség, mivel nem gazdaságos és műszaki, biztonsági szempontból is egyre inkább háttérbe szorul a száraz tárolással szemben. A száraz közegű tárolóknak sokféle műszakilag kiforrott változata létezik (pl. konténerek, silók vagy a paksi kamrás elrendezés), amelyekkel megoldható a tervezett új blokkok kiégett kazettáinak átmeneti tárolása.

3.5 A kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék végleges tárolására vonatkozó hazai tervek

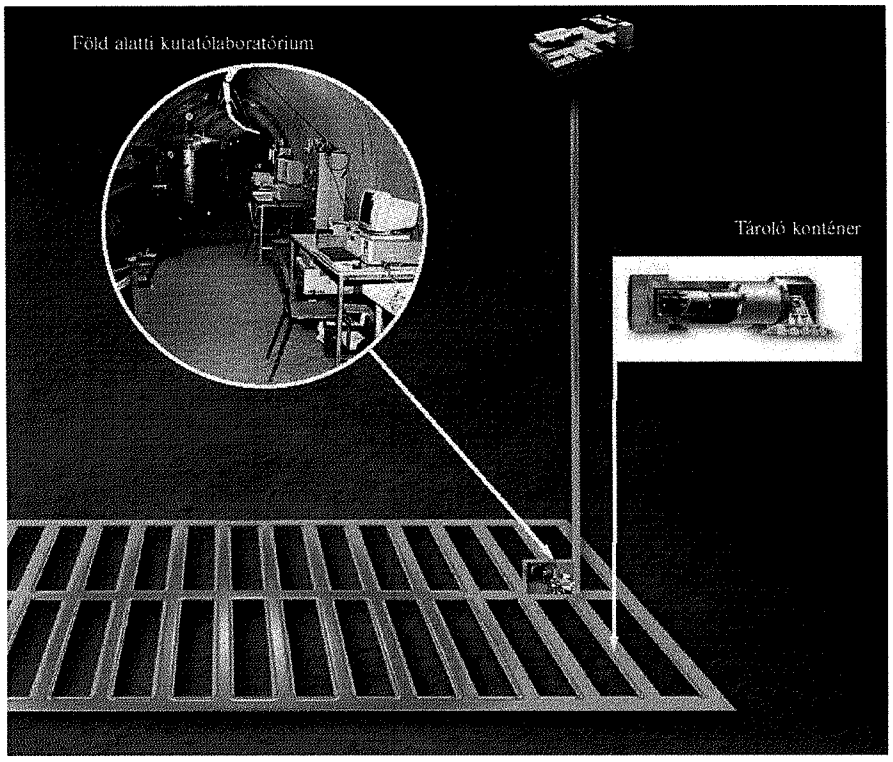
A paksi atomerőmű létesítésekor még nem kellett számolni a kiégett üzemanyag hazai végleges elhelyezésével, mivel az üzemelés első időszakában a kiégett üzemanyagot visszaszállították a Szovjetunióba. Miután a visszaszállítás lehetősége kérdésessé vált, szükségszerűen felmerült a hazai végleges tároló létesítésének kérdése. A nagy aktivitású radioaktív hulladékok elhelyezése érdekében az ország területén stabil, földalatti, megfelelő geológiai formációban kialakítandó tároló létesítésére kell felkészülni. Az egységes nemzetközi álláspont szerint egy ilyen tároló felhasználható a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezésére, de alkalmas a kiégett üzemanyag újrafeldolgozási hulladékainak, valamint az erőmű normál üzemelése és leszerelése során keletkező egyéb nagy aktivitású hulladékoknak befogadására is.

A nagy aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére szolgáló tároló befogadására alkalmas kőzet kutatása a mecseki uránbányához tartozó bodai agyagkő formáció vizsgálatával kezdődött a Mecsek nyugati részén. A terület kiválasztását az indokolta, hogy Magyarország geológiai adottságai miatt meglehetősen korlátozott számú helyszín kerülhet potenciálisan szóba a nagy aktivitású hulladékok végső elhelyezésére [29]. Az uránbánya létesítményeinek és infrastruktúrájának felhasználásával jó lehetőség nyílt a külszíntől számított 1050 méter mélységben történő kutatások elvégzésére. A szóba jöhető befogadó kőzetről és földtani környezetéről nyert információ mennyisége messze meghalad minden más potenciális területre vonatkozó ismeretanyagot. Az uránbányából kihajtott kutatóvágat és a kutatófúrások lehetővé tették a kőzet részletes vizsgálatát.

A mecseki uránbányából indított kutatóvágat 1994-ben érte el az agyagkő formációt és ekkor kezdődött a földalatti helyszíni adatgyűjtés a térségben. 1995 és 1998 között egy rövid távú

program indult a Bodai Aleurolit Formáció (BAF) néven ismert kőzettest nagy aktivitású hulladéktároló szempontjából történő minősítésére. 1999-ben döntés született az uránbánya bezárásáról, mely a program leállásához vezetett, mivel az uránbánya infrastruktúráját felhasználva zajlott a kutatási program.

2003-ban indult újra a nagy aktivitású hulladékok elhelyezését célzó kutatási program a Nyugat-Mecsekben. Ennek keretében vizsgálatok kezdődtek egy földalatti laboratórium helyszínének kiválasztására. A program keretében 2004-ben földtani és geofizikai térképezésre, sekély- és mélyfúrásos kutatásra, valamint módszertani fejlesztésekre került sor.



3.-2. ábra: A bodai tároló előzetes terve [29].

A hazai nagy aktivitású hulladékkezelési program részeként a geológiai elhelyezés a nemzetközi ajánlásoknak és az eddigi tapasztalatoknak megfelelően több szakaszban valósulhat meg:

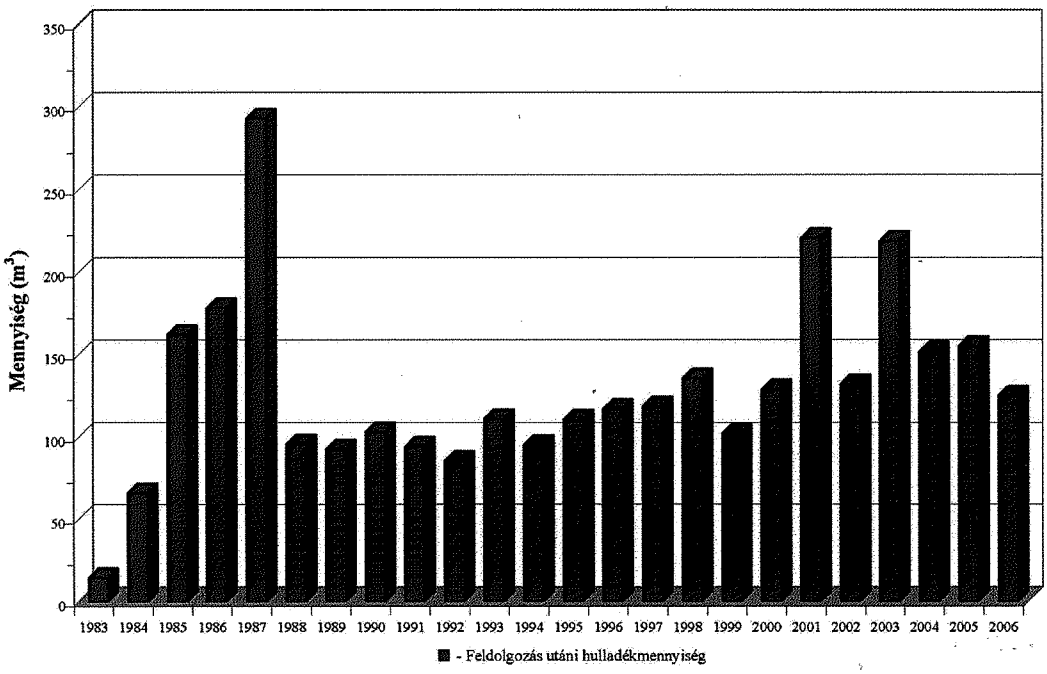
1. Földalatti kutatólaboratóriumot kell létrehozni ahol egyrészt pontosan meghatározható a befogadó közeg állapota, másrészt lehetőség nyílik a különböző tárolási technológiák megvalósíthatóságának ellenőrzésére.
2. A geológiai tároló létesítése a föld alatti vájatok kialakítására és a szükséges infrastruktúra létrehozására terjed ki (3.-2. ábra).
3. A geológiai tároló üzemeltetése során végleges elhelyezésre kerülnek a kiégett üzemanyagot és nagy aktivitású hulladékot tartalmazó konténerek.
4. Újabb blokkok létesítése felvetheti a tárolókapacitás bővítésének igényét is.
5. A létesítmény lezárására a tervezett összes nagy aktivitású hulladék elhelyezése után kerül sor. A lezárás után a tároló karbantartást vagy felügyeletet nem igényel.

A végleges tárolás programja évszázados időigényű, a geológiai tároló létesítéséhez több évtized áll rendelkezésre. A létesítmény bővíthetősége alapvető fontosságú, így a tervezett új atomerőművi blokkok hulladéktermelését már a korai tervezési fázisokban be lehet építeni a programba.

3.6 A kis és közepes aktivitású hulladék kezelése a Paksi Atomerőműben

A Paksi Atomerőműben keletkező szilárd és folyékony halmazállapotú kis és közepes aktivitású hulladékokat átmenetileg az atomerőmű területén gyűjtik össze és tárolják.

A kis és közepes aktivitású szilárd hulladékok gyűjtése a Paksi Atomerőműben jelenleg 50 literes műanyag zsákokban és 200 literes fémhordókban történik. A keletkező kis és közepes aktivitású szilárd radioaktív hulladékok nagy része (80–86%-a) tömöríthető. Az erőmű üzemeltetése során 1983–2006 között összesen 144,7 m^3 iszap keletkezett. Az aktív iszapokat ülepítik, majd szilárdítják. A szilárd hulladékok, beleértve az aeroszolszűrőket és a szilárdított iszapokat is, egységesen speciális (belül műanyag bevonattal ellátott) 200 literes 1,2 mm falvastagságú fémhordókba kerülnek. Az atomerőműben évente átlagosan 580–660 hordó hulladék keletkezik. Az évente képződő feldolgozott hulladékmennyiségeket mutatja be a 3.-3. ábra. 1988-tól tapasztalható a feldolgozás utáni mennyiségek radikális csökkenése, mely a tömörítő berendezés üzembe helyezésének köszönhető. A kis és közepes aktivitású szilárd radioaktív hulladékokat tartalmazó hordók átmeneti tárolása a végleges tároló megépítéséig az erőmű fő- és segédépületeiben történik. A 2006. december 31-i állapot szerint az atomerőben összesen 7556 darab hordót tárolnak. Az atomerőmű lebontásakor is keletkeznek majd kis és közepes aktivitású hulladékok.



3.-3. ábra: A Paksi Atomerőműben keletkezett radioaktív hulladék mennyisége éves bontásban.

Folyékony radioaktív hulladékok több technológiai művelet során is keletkeznek, például a vegyszeres hulladékvizek bepárlásakor, a primerköri víztisztítók ioncserélő gyantáinak elhasználódásakor, a primerköri rendszerekből származó, elszennyeződött technológiai bórsav oldatok cseréjekor, tisztításakor stb.

A Paksi Atomerőműben 2006. december 31-én összesen 5920 m^3 folyékony hulladékot tároltak saválló tartályokban.

3.7 A kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezése

Az országban jelenleg csak a Püspökszilágyon üzemelő Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló (RHFT) létesítményben van véglegesen elhelyezett radioaktív hulladék. A létesítmény 1976 óta működik, létesítésekor kapacitása 3540 m^3volt. A tárolót műszakilag a földfelszín közelében épített medencés, illetve csőkutas kialakítással valósították meg.

A Paksi Atomerőmű létesítésekor megvizsgálták az RHFT bővítési lehetőségét, de az üzemviteli hulladékok teljes mennyiségét befogadó felszini építményeket nem lehetett Püspökszilágyon kialakítani. A paksi hulladék püspökszilágyi elhelyezése ellen szólt a hosszú szállítási útvonal is. A paksi atomerőmű kis aktivitású szilárd hulladékainak Püspökszilágyra történő szállításaira ezért csak átmeneti megoldásként került sor. Ennek keretében 1983 és 1989 között az RHFT kapacitásából az erőmű 1230 m^3-t foglalt el 854 m^3 hulladék beszállításával.

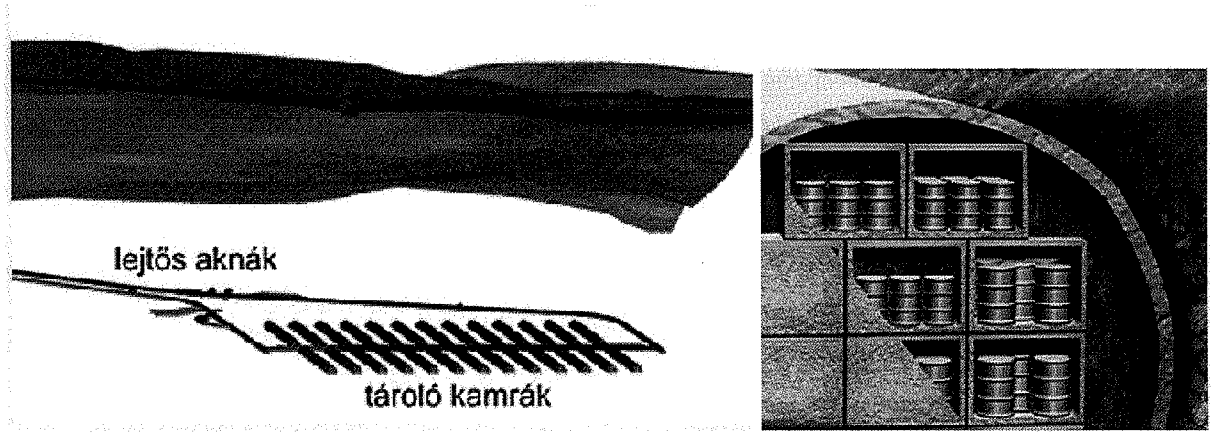
A Paksi Atomerőmű kis és közepes aktivitású hulladékainak elhelyezésére az ún. Nemzeti Projekt keretein belül 1993 óta folynak kutatások. 1996-ban a földtani, műszaki biztonsági és gazdasági vizsgálatok záródokumentuma Üveghuta (Bátaapáti) térségében javasolt további vizsgálatokat a felszín alatti, gránitban történő elhelyezésre. 1998 végén, az 1997–1998-ban végzett földtudományi munkákról szóló jelentésben a Magyar Állami Földtani Intézet (MÁFI) javaslatot tett arra, hogy az üveghutai kutatási területen kezdődjenek meg az engedélyezést és létesítést megalapozó részletes geológiai és telephely-jellemzési munkák. A kutatási eredményekre támaszkodó biztonsági elemzések igazolták, hogy a területen a tároló biztonságosan üzemeltethető.

A Paksi Atomerőmű üzemeltetése és majdani leszerelése során keletkező kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére a tervek szerint a Bátaapáti térségében létesítendő föld alatti Nemzeti Radioaktív Hulladéktároló (NHRT) létesítményben kerül sor [37].

A föld alatti kutatási munkák 2005 februárjában a lejtaknák mélyítésével megkezdődtek. A magyar Országgyűlés 2005. november 21-én elvi hozzájárulást adott a földtanilag már korábban alkalmasnak minősített területen a kis és közepes aktivitású hulladéktároló létesítését előkészítő tevékenység megkezdéséhez. Az NRHT egy felszini fogadó és kiszolgáló telephelyből, a felszín alatti tárolótérből és az annak megközelítéséhez szükséges lejtős aknákból áll. A tervek szerint a tároló felszíni létesítményei 2008 első félévében elkészülnek, így az erőműben tárolt radioaktív hulladék egy részének átszállítására már 2008-ban sor kerülhet.

A létesítési engedélyezési dokumentáció szerint a 30 éves üzemidő alatt várhatóan keletkező 20000 m3 kondícionált, csomagolt kis- és közepes aktivitású üzemelési hulladékok elhelyezésére összesen 1700 méter hosszúságú, 94,2 m^2 szabad szelvényű kamrákban kerülhet sor. A létező blokkok üzemidő hosszabbításából és leszereléséből származó hulladékok elhelyezését a felszín alatti tárolótér bővítésével kell megoldani, ami a szükséges engedélyezési eljárások után végezhető el. A tervezett új blokkok kis- és közepes aktivitású hulladékaira ugyanez érvényes.

A hulladékkal telt hordókat speciális betonkonténerekben helyezik el (3.-4. ábra). Egy konténerbe 9 db 200 l-es vagy 4 db 400 l-es hordó fér el. A konténereket betonnal teljesen kitöltik, majd gondosan lezárják és elhelyezik a föld alatt kialakított tárolókamrákban. A tárolóban két, egyenként kb. 1800 m hosszú lejtősakna vezet majd le azokhoz az egymás mellett párhuzamosan futó tárolókamrákhoz, amelyekben a radioaktív hulladékot véglegesen elhelyezik. A tárolókamrák a 0 mBf szinten kerülnek kialakításra (ez 250 méteres mélységet jelent a dombhátakhoz, s 150-160 m-est a völgytalpakhoz viszonyítva). Ezekben szorosan egymás mellett helyezik el a hulladékkal telt konténereket. A konténerek és a kamra fala közötti hézagokat gránitzuzalék és cement keverékével töltik ki [35].



3.-4. ábra: A bátaapáti tároló elvi elrendezése (baloldali kép) és a tárolókamra metszete (jobboldali kép) [35].

A tervezett új blokkok kis és közepes aktivitású hulladékainak mennyiségét csak akkor lehet pontosan megbecsülni, ha már eldőlt, hogy milyen típusú lesz az új erőmű. A műszaki fejlesztések és új technológiák alkalmazásának eredményeként várhatóan kevesebb radioaktív hulladék fog keletkezni egységnyi elektromos energia előállításakor, mint a jelenlegi blokkokban, de nagyságrendi csökkenésre nem lehet számítani. (A most épülő 1600 MW teljesítményű francia és finn blokkok terveiben évente 70-80 m^3 kis és közepes aktivitású kondicionált és csomagolt hulladék képződésével számolnak, erősen térfogatcsökkentő technológiák – pl. égetés – alkalmazásával.) A tervezett új blokkok üzemelése során és azok leszerelése után több ezer köbméter kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék tárolásáról kell gondoskodni. A jelenlegi ismeretek szerint ezt a Bátaapáti tároló engedélyezett bővítésével meg lehet oldani.Ha az engedélyezés majdani feltételrendszere alapján a Bátaapáti NRHT bővítése nem lenne lehetséges, új kis és közepes aktivitású végleges tároló létesítésével kell számolnunk.

3.8 A társadalmi párbeszéd szerepe

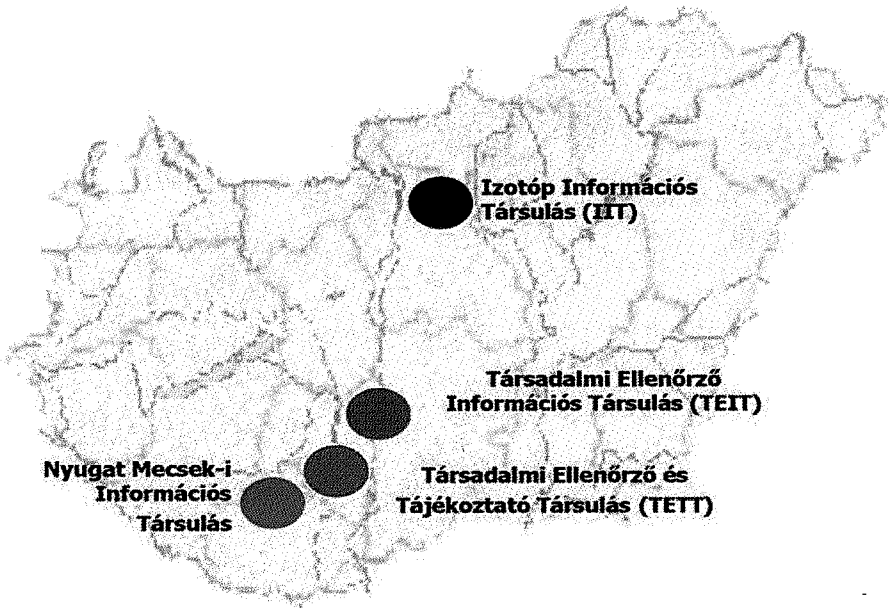
A hazai és nemzetközi tapasztalatok egyaránt azt mutatják, hogy a radioaktív hulladékok végső elhelyezésének megoldásához elengedhetetlen a lakosság támogatása, melynek megszerzése folyamatos és célirányos munkát igényel. Kiemelt jelentősége van a helyi lakossággal, a helyben működő önkormányzati társulásokkal és a civil szerveződésekkel folytatott kapcsolatépítésnek, kapcsolattartásnak, párbeszédnek.

Ami az általános közvéleményt illeti, szembe kell nézni az atomenergiával kapcsolatos helyenként és időnként kedvezőtlen általános véleménnyel. Mivel a javasolt megoldás

elutasítása főleg az ismeretek hiányán alapul, a lehető legkorábbi szakaszban az országos médiát kell tájékoztatni a különböző projektekről. Az országos információs program célja a nukleáris energiával kapcsolatos tévhitek eloszlatása, különösen a radioaktív hulladéktárolás területén.

A speciális csoportok támogatásának megszerzése is fontos feladat. Alapkövetelményként fogalmazódik meg a politikusok és más döntéshozók támogatásának megnyerése egy teljesen nyílt információs politika következetes megvalósításával. A média nagyobb befolyást gyakorol a közvéleményre, ezért fontos a velük való jó kapcsolat ápolása.

A jelenlegi négy partner önkormányzati társulás (3.-5. ábra) – az Izotóp Információs Társulás (IIT), a Társadalmi Ellenőrző és Tájékoztató Társulás (TETT), a Nyugat-mecseki Társadalmi Információs Társulás (NymTIT) és a Társadalmi Ellenőrző Információs Társulás (TEIT) – 37 önkormányzat érdekeit képviseli a radioaktív hulladékok tárolásával és elhelyezésével kapcsolatban [36].



3.-5. ábra: A radioaktív hulladékok tárolásával és elhelyezésével kapcsolatban létrejött önkormányzati társulások [36].

1992-ben a Paksi Atomerőmű Rt. kezdeményezésére létrehozták a Társadalmi Ellenőrző és Információs Társulást (TEIT) az atomerőmű 12 km sugarú körén belül található 13 önkormányzat részvételével. Ezen Társulás közreműködésével igyekezett az atomerőmű bizalmat ébreszteni, és lakossági elfogadást szerezni a kiégett fűtőelemek átmeneti tárolójának létesítéséhez.

A már működő püspökszilágyi Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló (RHFT) környéki három önkormányzat 1998 közepén hozta létre az Izotóp Információs Társulást, mely az TEIT-hez hasonló céllal kezdte meg működését. 2003-ban adták át Kisnémediben az Izotóp Információs Társulás Látogató Központját. Az érdeklődők itt tájékoztatást kapnak a radioaktivitás békés célú felhasználásáról, a természetben való létéről, az atomerőművön kívül használt radioaktív anyagok keletkezési helyéről, valamint a keletkező hulladékok elhelyezéséről.

A kis és közepes aktivitású hulladéktároló tervezett helyszínének környező települései megalapították a Társadalmi Ellenőrző és Tájékoztató Társulást (TETT), amely testület

megalakulása óta rendszeresen nyomon követi a kutatási munkákat és erről tájékoztatja a lakosságot. Az RHK kommunikációs gyakorlata az elmúlt években megteremtette a kutatási munkák végzéséhez elengedhetetlenül szükséges kistérségi lakossági bizalmat. Az egész térségre kiterjedő közvélemény-kutatások eredményei és tapasztalatai azt mutatják, hogy az elmúlt években folytatott kommunikációs munka eredményes volt. 2005-ben Bátaapáti képviselőtestülete kezdeményezésére véleménynyilvánító népszavazást tartottak a községben. Magas (75%-os) részvétellel a szavazók közel 90,7%-a egyetértett azzal, hogy Bátaapátiban kis és közepes aktivitású hulladéktároló épüljön.

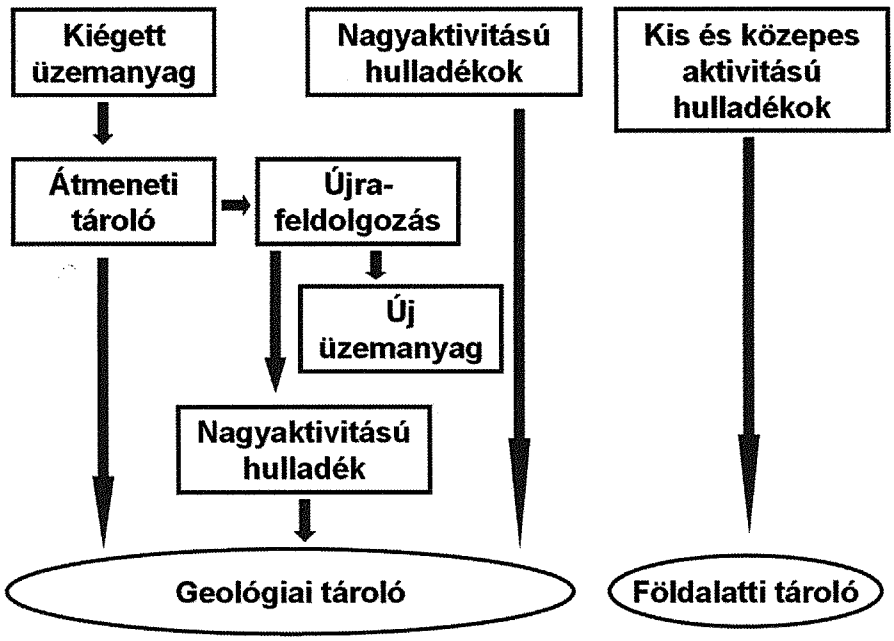
A nagy aktivitású radioaktív hulladékok elhelyezésének előkészítése során a kutatási területhez tartozó önkormányzatok szintén társultak, és létrehozták a Nyugat Mecseki Társadalmi Információs Társulást (NyMTIT), amellyel az RHK folyamatos kapcsolatot tart. A tájékoztatókon, valamint a találkozókon a NyMTIT vezetői részletes információt kapnak a stratégia kidolgozási munkájáról és azokról az elképzelésekről, amelyek a kutatások témakörében fogalmazódtak meg. 2003-ban nyílt meg a Bodai Információs Park. Ezt a kiállítást azzal a céllal hozták létre, hogy a radioaktív hulladékok elhelyezésével kapcsolatos magyarországi gyakorlatról és a kutatásokról a látogatók átfogó képet kapjanak.

4. A radioaktív hulladék végleges elhelyezésének hosszú távú stratégiája

Egy új atomerőmű létesítése előtt megfelelő stratégiával kell rendelkezni a radioaktív hulladékok kezelésére és biztonságos végleges elhelyezésére.

A **kis és közepes aktivitású hulladékok** elhelyezésére kiforrott technológia áll rendelkezésre, és hamarosan Magyarországon is végleges elhelyezésre kerül a Paksi Atomerőmű kis és közepes aktivitású hulladékainak egy része a Bátaapáti tárolóban. A tervezett új blokkok belépése nem jelent érdemben új helyzetet, a keletkező radioaktív hulladékot megfelelő kezelések után földalatti tárolóban kell véglegesen elhelyezni (4.-1. ábra), ezt a Bátaapáti tároló bővítése is lehetővé teszi.

A magyarországi új atomerőművi blokkokban keletkező kiégett üzemanyagot évtizedekig **átmeneti tárolók**ban kell elhelyezni azért, hogy a radioaktív anyagok bomlásából származó hőtermelés lecsökkenjen a végleges elhelyezéshez szükséges szintre. Az átmeneti tároló létrehozásával már az erőmű létesítésekor számolni kell, hiszen a reaktorokból kikerülő kazetták átmeneti tárolására néhány évvel a blokkok indítása után szükség lesz. A paksi bővítés gazdasági modellezése során a hulladékelhelyezéssel kapcsolatos költségeket figyelembe vették.



4.-1. ábra: A tervezett új blokkok kiégett üzemanyagának és radioaktív hulladékainak kezelésére javasolt stratégia fő lépései.

A tervezett új atomerőművi blokkokból származó **kiégett üzemanyag és a nagy aktivitású hulladék** végleges elhelyezésének megoldására – külföldi tapasztalatok és trendek alapján, valamint a hazai lehetőségeket figyelembe véve – alapvetően négy lehetőséggel lehet számolni:

a) a kiégett kazetták közvetlen végleges elhelyezése hazai geológiai tárolóban,
b) a kiégett kazetták külföldön történt újrafeldolgozása után visszamaradt nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezése hazai geológiai tárolóban,
c) a kiégett kazetták és/vagy a nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezése külföldön (több ország által közösen létrehozott regionális geológiai tárolóban vagy kétoldalú szerződés alapján egy másik országban),
d) a kiégett kazetták feldolgozása és a keletkező hulladék elhelyezése külföldön, a kiégett üzemanyag teljes újrafeldolgozásának és hasznosításának megvalósítására létrehozott nemzetközi együttműködések keretében.

A potenciálisan alkalmazható hulladékkezelési és elhelyezési lehetőségek értékelésekor az alábbi szempontokat célszerű figyelembe venni:

- a végleges elhelyezésre kerülő hulladék fizikai jellemzői (tömeg, aktivitás, hőfejlődés);
- a kiégett kazetták és a nagy aktivitású hulladék feldolgozásának technikai megvalósíthatósága;
- a hulladék kezelésének és végleges elhelyezésének költségei;
- a hulladék kezelésével és elhelyezésével kapcsolatban felmerülő etikai kérdések, illetve a technikai megoldás társadalmi elfogadottsága;
- a hulladék kezelésének, elhelyezésének és szállításának jogi korlátai.

A **hulladék fizikai jellemzői** szempontjából a legjobb megoldást a kiégett üzemanyag teljes újrafeldolgozása jelentené. Ezzel a technológiával véglegesen meg lehetne szabadulni a kiégett üzemanyagban található hosszú felezési idejű aktinidáktól és hasadási termékektől, és