
Magyarország nemzeti programja a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésére

NEM NYILVÁNOS MUNKAPÉLDÁNY

2015. július

Tartalomjegyzék

Rövidítésjegyzék és fogalommagyarázat	5
1 Bevezetés.....	8
2 A nemzeti politika által megfogalmazott célkitűzések, általános alapelvek, felelősségi körök, a nemzeti program célja, peremfeltételei	9
2.1 Általános alapelvek.....	9
2.2 Felelősségi körök, szervezeti keretek	10
2.3 A nemzeti program célja, peremfeltételei.....	12
2.3.1 A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó politika	12
2.3.2 A radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó politika	12
2.3.3 A nukleáris létesítmények leszerelésére vonatkozó politika.....	13
3 Radioaktív hulladék osztályozása, keletkezése és leltára.....	13
3.1 Radioaktív hulladékok osztályozása.....	14
3.2 Az atomenergia alkalmazói – „hulladéktermelők”	15
3.2.1 A létesítmények üzemeltetésének időtartományai	15
3.2.2 Radioaktív hulladék keletkezése a Paksi Atomerőműben.....	16
3.2.3 Radioaktív hulladékok keletkezése a Budapesti Kutatóreaktorban	21
3.2.4 Radioaktív hulladékok keletkezése az Oktatóreaktorban.....	21
3.2.5 Intézményi radioaktív hulladékok keletkezése.....	22
3.2.6 Az új atomerőművi blokkok radioaktív hulladékai.....	25
3.3 A radioaktív hulladékok összesített leltára	27
4 Kiegett üzemanyag keletkezése.....	29
4.1 A Paksi Atomerőműben képződő kiegett üzemanyag	29
4.1.1 A Paksi Atomerőműben keletkezett kiegett üzemanyag mennyisége.....	30
4.1.2 A jövőben a Paksi Atomerőműben keletkező kiegett üzemanyag mennyiségének becslése	32
4.2 A Budapesti Kutatóreaktorban képződő kiegett üzemanyag.....	32
4.3 Az Oktatóreaktorban képződő kiegett üzemanyag	34
4.4 Az új atomerőművi blokkokban képződő kiegett üzemanyag.....	34
4.5 A kiegett üzemanyag leltára	35
5 A kiegett üzemanyag kezelése	36
5.1 Az energetikai reaktorok kiegett üzemanyagának átmeneti tárolása.....	36

5.1.1	A Paksi Atomerőmű kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása	36
5.1.2	Az új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolási lehetőségei	41
5.2	Nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakasza az energetikai reaktorok esetében	42
5.2.1	Az üzemelő energetikai reaktorok nukleárisüzemanyag-ciklusának záró szakasza	43
5.2.2	Az új atomerőművi blokkok hatása a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára	49
5.2.3	A kiégett üzemanyag kezelésével kapcsolatos döntési pontok	50
5.3	A Budapesti Kutatóreaktor és az Oktatóreaktor kiégett üzemanyagának kezelése ...	51
6	Radioaktív hulladékok végleges elhelyezése	52
6.1	Intézményi eredetű kis és közepes aktivitású hulladék elhelyezése és annak időbeli ütemezése	53
6.1.1	Az RHFT megvalósításának mérföldkövei, jelenlegi kialakítása	53
6.1.2	Biztonságnövelés és kapacitás felszabadítás	55
6.1.3	Az RHFT üzemeltetése, a radioaktív hulladékok kezelése	56
6.1.4	Az RHFT lezárási koncepciója, intézményes ellenőrzés	58
6.1.5	Az RHFT jövőbeli mérföldkövei	59
6.2	Atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladék elhelyezése	60
6.2.1	Az NRHT megvalósításának mérföldkövei, jelenlegi kialakítása	61
6.2.2	Az NRHT üzemeltetése	62
6.2.3	Az NRHT továbbépítésének mérföldkövei	63
6.2.4	Az NRHT lezárási koncepciója, intézményes ellenőrzés	66
6.2.5	Az új blokkok hatása az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére	67
6.3	Nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladékok kezelése	68
6.3.1	A telephely-kiválasztás előzményei, jelenlegi helyzet	68
6.3.2	A mélységi geológiai tároló kialakításának időütemezése	70
6.3.3	Az új blokkok hatása a mélységi geológiai tároló kialakítására	72
7	Nukleáris létesítmények leszerelése	72
7.1	A Paksi Atomerőmű leszerelése	73
7.1.1	Előzmények	73
7.1.2	A leszerelési folyamat időzítése	74
7.2	A KKÁT leszerelése	77

7.2.1	A leszerelési folyamat időzítése	78
7.3	Az új blokkok leszerelése	79
7.4	A Budapesti Kutatóreaktor leszerelése	79
7.5	Az Oktatóreaktor leszerelése	80
8	A nemzeti program végrehajtásához kapcsolódó kutatás-fejlesztési tevékenységek.....	81
8.1	A kiegészített üzemanyag átmeneti tárolásához kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok...	81
8.2	Nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszával kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatok	82
8.3	A radioaktív hulladék elhelyezéséhez kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok	85
8.3.1	Az RHFT üzemeltetésének és biztonság növelésének kutatás-fejlesztési igényei..	85
8.3.2	Az NRHT üzemeltetésének és bővítésének kutatás-fejlesztési igényei	85
8.3.3	A mélységi tároló kialakításához kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok.....	86
8.4	A leszereléssel kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatok	87
9	A nemzeti program végpontjai és belső összefüggésrendszere.....	88
10	Az előrehaladás nyomon követése	92
11	A tevékenységek finanszírozása.....	93
11.1	A Központi Nukleáris Pénzügyi Alap.....	93
11.2	Közép- és hosszú távú pénzügyi tervezés	93
11.3	Az új atomerőművi blokkok beillesztése a finanszírozási rendszerbe.....	95
12	Az átláthatóság biztosítása, a lakosság bevonása a döntéshozatalba	96
12.1	A lakosság bekapcsolódása az NRHT telephely kiválasztásába, létesítésébe	99
1	melléklet.....	100
2	melléklet.....	102

Rövidítésjegyzék és fogalommagyarázat

Alap	Központi Nukleáris Pénzügyi Alap
ALARA-elv	Az „As Low As Reasonable Achievable” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, a sugárterhelés ésszerűen elérhető legalacsonyabb szinten tartását jelenti.
ALFRED	Az ólomhűtésű gyorsreaktor-technológia működőképességének demonstrálására szolgáló reaktor megnevezése.
ALLEGRO	A gázhűtésű gyorsreaktor-technológia működőképességének demonstrálására szolgáló reaktor megnevezése.
Atomtörvény	Az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvény
BAF	Bodai Agyagkő Formáció
BME NTI	A Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézete, az Oktatóreaktor engedélyese.
Budapesti Kutatóreaktor	A Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpontjának Kutatóreaktora.
ERU	Az „Enriched Reprocessed Uranium” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, a reprocessálás során elválasztott uránból készített, újradúsított üzemanyagot jelent.
FHF technológia	A Paksi Atomerőműben a folyékony hulladékok térfogatának csökkentésére alkalmazott folyékonyhulladék-feldolgozó technológia.
GFR	A „Gas-cooled Fast Reactor” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, gázhűtésű gyorsreaktort jelent, amely a negyedik generációs reaktorok egyik típusa.
Irányelv	A kiegészített fűtőelemek és a radioaktív hulladékok felelősségteljes és biztonságos kezelését szolgáló közösségi keret létrehozásáról szóló, 2011. július 11-i 2011/70/Euratom Tanácsi Irányelv
ITT	Izotóp Tájékoztató Társulás (az RHFT környezetében működő önkormányzati társulás)
KGYK	A Paksi Atomerőmű Karbantartó Gyakorló Központja
KKÁT	Kiegészített Kazetták Átmeneti Tárolója

Központi Nyilvántartás	A radioaktív anyagok nyilvántartásának és ellenőrzésének rendjéről, valamint a kapcsolódó adatszolgáltatásról szóló 11/2010. (III. 4.) KHEM rendelet szerint, az Országos Atomenergia Hivatal által vezetett központi nyilvántartás.
MOX	A „Mixed Oxide Fuel” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, a reprocessálás során elválasztott plutóniumból készített kevert oxid (Urán és Plutónium) üzemanyag.
MTA EK	A Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpontja, a Budapesti Kutatóreaktor engedélyese.
NAH kút	A Paksi Atomerőműben a nagy aktivitású hulladékok ideiglenes tárolására szolgáló csőkút.
NRHT	Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló létesítmény a Bataapáti telephelyen
NyMTIT	Nyugat-mecseki Társadalmi Információs és Területfejlesztési Önkormányzati Társulás (a mélységi geológiai tároló telephely kutatásának térségében működő önkormányzati társulás)
OAH	Az Országos Atomenergia Hivatal (atomenergia-felügyeleti szerv) mint kormányhivatal.
Oktatóreaktor	A Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézetének Oktatóreaktora.
PUREX	„Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, a legelterjedtebben használt eljárás a kiégett üzemanyag reprocessálására.
REMIX	„REgenerated MIXture of U, Pu oxides” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, egy kifejlesztés alatt álló újrahasznosított uránból és plutóniumból készített üzemanyag-típus.
RHFT	Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló létesítmény a Püspökszilágy melletti telephelyen
RHK Kft.	Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Korlátolt Felelősségű Társaság
TEIT	Társadalmi Ellenőrző Információs és Településfejlesztési Társulás (a KKÁT környezetében működő önkormányzati társulás)

TETT	Társadalmi Ellenőrzési Tájékoztatási Társulás (az NRHT környezetében működő önkormányzati társulás)
t_{HM}	A kiégett üzemanyag nehézfém tömege tonnában (tonnes of heavy metal).
V4	A Visegrádi Négyek: Csehország, Lengyelország, Magyarország és Szlovákia.
V4G4	A V4-országok 4. generációs reaktorok kutatását koordináló szervezete.
VVER-440/213	Vízhűtésű és vízmoderálású orosz tervezésű energetikai reaktor. A Paksi Atomerőmű is ilyen reaktorokkal üzemel. Eredeti teljesítménye 440 MW _e volt.
VVER-1200	Vízhűtésű és vízmoderálású orosz tervezésű energetikai reaktor. Névleges teljesítménye kb. 1200 MW _e . A paksi telephelyen létesülő új atomerőművi blokkok ebbe a reaktor családba tartoznak.

1 Bevezetés

A kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok felelősségteljes és biztonságos kezelését szolgáló közösségi keret létrehozásáról szóló, 2011. július 19-i 2011/70/Euratom tanácsi irányelv (a továbbiakban Irányelv) 4. cikkében előírja, hogy a tagállamoknak a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozóan nemzeti politikát kell kidolgozniuk és fenntartaniuk. A magyar Országgyűlés a fenti előírásnak megfelelően 21/2015. (V. 4.) OGY határozatával elfogadta a kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének nemzeti politikájáról szóló dokumentumot (a továbbiakban: nemzeti politika).

A nemzeti politika összefoglalja a kiégett nukleáris üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésére alkalmazandó alapelveket. Ezen alapelvek többsége a magyar jogrendben – elsősorban az atomenergiáról szóló 1996. évi CXVI. törvényben (a továbbiakban: Atomtörvény) és végrehajtási rendeleteiben – a nemzeti politika elfogadása előtt is megtalálhatóak voltak, de az Irányelv előírásai szerint rendszerezett módon is összefoglalásra kerültek. A nemzeti politikában fogalmazódnak meg az üzemanyagciklus zárására, a radioaktív hulladékok kezelésére és a nukleáris létesítmények leszerelésére vonatkozó politikák, mint a nemzeti program peremfeltételei, valamint megjelennek a lakosságnak a döntések meghozatalába történő bekapcsolására vonatkozó követelmények és módszerek, azaz a nyilvánosság biztosításának politikája.

Az Irányelv 11. cikkében előírja, hogy minden országnak rendelkeznie kell nemzeti programmal, és azt naprakészen kell tartania. Az Irányelv 12. cikke előírja, hogy a nemzeti programnak tartalmaznia kell:

- a) a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó nemzeti politika általános célkitűzéseit;
- b) a kivitelezés szakaszának jelentős mérföldköveit és e mérföldkövek teljesítésének egyértelmű időbeli ütemezését a nemzeti program átfogó céljainak fényében;
- c) valamennyi meglévő kiégett fűtőelem és radioaktív hulladék leltárát, továbbá a jövőben keletkező mennyiségek becslését, ideértve a leszerelésből származó radioaktív hulladékokat is. A leltárban a radioaktív hulladékok megfelelő osztályozásával összhangban egyértelműen fel kell tüntetni a radioaktív hulladékok és a kiégett fűtőelemek helyét és mennyiségét;
- d) a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó koncepciókat vagy terveket és műszaki megoldásokat, a keletkezéstől a végleges elhelyezésig;
- e) a végleges elhelyezésre szolgáló létesítmény fennállásának a lezárás utáni időszakára vonatkozó koncepciókat vagy terveket, ideértve azt az időtartamot is, amíg a megfelelő ellenőrzéseket fenn kell tartani, illetve azokat az eszközöket, amelyek segítségével a létesítménnyel kapcsolatos tudást hosszú távon meg lehet őrizni;
- f) azon kutatási, fejlesztési és demonstrációs tevékenységek leírását, amelyek révén a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésével kapcsolatos megoldások kivitelezhetők;
- g) a nemzeti program végrehajtását illető felelősségi köröket és az előrehaladás nyomon követésére szolgáló fő teljesítménymutatókat;

- h) a nemzeti program költségeinek felmérését és a felmérés alapját és feltételezéseit, ideértve a költségek időbeli alakulását is;
- i) az érvényben lévő finanszírozási rendszer(ek)e)t;
- j) az Irányelv 10. cikkében említett, az átláthatóságot szolgáló politikát vagy folyamatot;
- k) a tagállamokkal vagy harmadik országokkal kötött, a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezeléséről, többek között a végleges elhelyezésre szolgáló létesítmények használatáról szóló esetleges megállapodás(oka)t.

A nemzeti program a fenti elvárások szerint került összeállításra, 2015. január 1-i vonatkoztatási állapotot figyelembe véve.

A nemzeti program a kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok felelősségteljes és biztonságos kezelését szolgáló közösségi keret létrehozásáról szóló, 2011. július 19-i 2011/70/Euratom tanácsi irányelv 12. cikkének és az Atomtörvény 5/C. §-ának megfelelően került összeállításra. Az Európai Parlament és a Tanács bizonyos tervek és programok környezetre gyakorolt hatásainak vizsgálatáról szóló, 2001. június 27-i 2001/42/EK irányelv 2. cikk (a) pont 2. francia bekezdése szerint a jogszabály tárgyi hatálya kiterjed azokra a tervekre és programokra, amelyeket törvényi, rendeleti vagy közigazgatási rendelkezések írnak elő. A nemzeti program az egyes tervek, illetve programok környezeti vizsgálatáról szóló 2/2005. (I. 11.) Korm. rendelet (a továbbiakban: 2/2005. Korm. rendelet) 1. § (2) bekezdés b) pont ba) alpontjának hatálya alá tartozik, ezért a programhoz csatlakozó stratégiai környezeti vizsgálat lefolytatása szükséges, amelynek eljárásrendi lépéseit a 2/2005. (I. 11.) Korm. rendelet írja elő.

2 A nemzeti politika által megfogalmazott célkitűzések, általános alapelvek, felelősségi körök, a nemzeti program célja, peremfeltételei

A radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelése, valamint a nukleáris létesítmények leszerelése kapcsán alkalmazandó alapelveket a nemzeti politika foglalta össze.

Ezen alapelvek közül a nemzeti program összeállítása, és gyakorlati végrehajtása szempontjából mértékadókat a 2.1 fejezet ismerteti.

A nemzeti program tárgyát képező tevékenységekkel kapcsolatos felelősségi körök a 2.2 fejezetben kerülnek bemutatásra, míg a nemzeti program célját és annak peremfeltételeként megjelenő egyes politikákat a 2.3 fejezet foglalja össze.

2.1 Általános alapelvek

- 1) **Az emberi egészség és a környezet védelme:** Az atomenergiát csak oly módon szabad alkalmazni, hogy az ne veszélyeztesse a társadalmilag elfogadható – más gazdasági tevékenységek során is szükségszerűen vállalt – kockázati szinten felül az emberi életet, a

jelenlegi és a jövő nemzedékek egészségét, életfeltételeit, a környezetet és az anyagi javakat. Az atomenergia alkalmazásának általános feltétele, hogy az általa nyújtott társadalmi előnyök nagyobbak legyenek, mint a lakosságot, a munkavállalókat, a környezetet és az anyagi javakat fenyegető kockázatok.

- 2) **Biztonság elsődlegessége:** A biztonságnak minden más szemponttal szemben elsőbbsége van az atomenergia alkalmazása, azaz a nemzeti program tárgyát képező tevékenységek (a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelése, valamint a nukleáris létesítmények leszerelése) során.
- 3) **Jövő generációkra hárított teher:** Az atomenergia alkalmazása során biztosítani kell a keletkező radioaktív hulladék és a kiégett üzemanyag biztonságos kezelését oly módon, hogy a jövő generációkra ne háruljon az elfogadhatónál súlyosabb teher.
- 4) **Radioaktív hulladék keletkezésének minimalizálása:** Az atomenergia alkalmazója köteles gondoskodni arról, hogy a tevékenysége révén keletkező radioaktív hulladékok mennyisége a gyakorlatilag lehetséges legkisebb mértékű legyen.
- 5) **ALARA elv:** Az „As Low As Reasonable Achievable” angol elnevezésből alkotott mozaikszó, a sugárterhelés ésszerűen elérhető legalacsonyabb szinten tartását jelenti.
- 6) **A hazánkban keletkező radioaktív hulladék végleges elhelyezése:** A Magyarországon keletkező radioaktív hulladékot, és a magyarországi üzemanyag-használat során keletkezett kiégett üzemanyag feldolgozásából származó nagy aktivitású radioaktív hulladékot alapvetően Magyarországon kell véglegesen elhelyezni, kivéve, ha a kiszállítás időpontjában a végleges elhelyezést vállaló országgal – az Európai Bizottság által meghatározott kritériumok figyelembevételével – hatályban van olyan megállapodás, amely szerint a Magyarországon keletkezett radioaktív hulladék az érintett ország radioaktív hulladék-tárolójába szállítható végleges elhelyezés céljából.
- 7) **„Szennyező fizet” elv:** A kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének költségeit annak kell viselnie, akinél ezek az anyagok keletkeznek.

2.2 Felelősségi körök, szervezeti keretek

A Magyarországon keletkező kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezelésével kapcsolatban a magyar államnak kell vállalnia a végső felelősséget, kivéve a használaton kívüli zárt sugárforrást, ha azt az értékesítőhöz vagy a gyártóhoz visszaszállították, valamint a kutatóreaktor kiégett üzemanyagát, amennyiben olyan országba szállították, ahol az alkalmazandó nemzetközi megállapodásokat figyelembe véve értékesítenek vagy gyártanak kutatóreaktorban használatos üzemanyagot (lásd 4.2 fejezet).

A kiégett üzemanyagnak és a radioaktív hulladéknak feldolgozás vagy újrafeldolgozás céljából Magyarországról az Európai Unió valamely tagállamába vagy harmadik országba történő szállítása esetén is a magyar állam viseli a végső felelősséget ezen anyagok biztonságos végleges elhelyezéséért, ide értve a melléktermékként termelődő hulladékot is. Amennyiben Magyarország kiégett üzemanyag, illetve radioaktív hulladék kezelésére

vonatkozóan harmadik ország létesítményét veszi igénybe, akkor a szolgáltatás igénybe vétele előtt többek között meggyőződik arról, hogy az azt nyújtó ország olyan programokkal és létesítményekkel rendelkezik, amelyek magas szintű biztonsági céljai egyenértékűek az Irányelvben meghatározottakkal.

A biztonságért való elsődleges felelősség a sugárzásból eredő kockázat növekedését okozó létesítmény vagy tevékenység engedélyesét terheli. Ez az általános érvényű alapelv az atomenergia minden alkalmazójára igaz, beleértve a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésében érintett engedélyeseket is.

Az atomenergia alkalmazása kizárólag a jogszabályokban meghatározott módon és hatósági felügyelet mellett történhet. Magyarországon létrejött az atomenergia alkalmazásának előmozdításában és fejlesztésében érdekelt közigazgatási szervektől független, a nukleáris létesítmények, valamint radioaktív hulladék-tárolók felügyeletét ellátó hatóság, az Országos Atomenergia Hivatal (a továbbiakban OAH vagy atomenergia-felügyeleti szerv).

Az Atomtörvény előírásai szerint a radioaktív hulladék és a kiégett üzemanyag kezelésére vonatkozó nemzeti politika és nemzeti program kidolgozásáról, a radioaktív hulladék végleges elhelyezésével, valamint a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával, és a nukleáris üzemanyag-ciklus lezárásával, továbbá a nukleáris létesítmény leszerelésével összefüggő feladatok elvégzéséről a Kormány által kijelölt szerv gondoskodik. Az OAH a Kormány felhatalmazásából a fenti feladatok végrehajtására 1998. június 2-án megalapította a Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Társaságot, amely 2008. január 7-én átalakult Radioaktív Hulladékokat Kezelő Közhasznú Nonprofit Korlátolt Felelősségű Társasággá (továbbiakban: RHK Kft.). Ezzel tehát Magyarországon létrejött egy független radioaktív hulladék-kezelésért felelős szervezet, amelynek feladatai és felelősségi köre jogszabályban meghatározott.

Az Atomtörvény alapján létrejött a Központi Nukleáris Pénzügyi Alap (a továbbiakban: Alap), amely elkülönített állami pénzalapként biztosítja a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésével, valamint a nukleáris létesítmények leszerelésével összefüggő feladatok finanszírozását (részletesen lásd 11. fejezet). A kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének költségeit – az Alapba történő befizetés útján – annak kell viselnie, akinél ezek az anyagok keletkeznek. Az Alap kezelője az atomenergia-felügyeleti szerv felügyeletét ellátó, a miniszterelnök által kijelölt miniszter (jelenleg a nemzeti fejlesztési miniszter).

A radioaktív hulladékok kezelésére irányuló tevékenységsorban a felelősség megosztott az alábbiak szerint:

- Az összes olyan engedélyes, melynek tevékenysége során radioaktív hulladék keletkezik, felelős annak átadásaig történő összes kezelési lépésért – beleértve többek között a gyűjtést, térfogatcsökkentést, kondicionálást, csomagolást is –, valamint azért, hogy az átadott hulladék kielégítse a vonatkozó hulladék átvételi követelményeket.
- Az RHK Kft. felelőssége az átvételt követően a radioaktív hulladékkal kapcsolatos további kezelési lépésekre terjed ki, a végleges elhelyezéssel bezárólag.

2.3 A nemzeti program célja, peremfeltételei

A nemzeti program elsődleges célja a nemzeti politikában rögzített alapelvek és peremfeltételek teljesülése mellett az ország területén képződött összes kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezelésére vonatkozó tervek, műszaki megoldások – és azok finanszírozásának – bemutatása a keletkezéstől a végleges elhelyezésig. A nemzeti politika általános alapelvei közül a nemzeti program végrehajtása szempontjából legfontosabbak a 2.1 fejezetben felsorolásra kerültek.

A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára, a radioaktív hulladék kezelésére, valamint a leszerelésre vonatkozó politikák, mint a nemzeti program peremfeltételei az alábbiakban kerülnek bemutatásra.

2.3.1 A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó politika

Az energetikai reaktorok nukleárisüzemanyag-ciklusának záró szakaszára vonatkozóan ma még nem szükséges végső döntést hozni, viszont azt rögzíteni kell, hogy az országnak az üzemanyagciklus zárási módjától függetlenül meg kell oldania a nagy aktivitású hulladékok kezelését. A jelenlegi kutatások alapján erre a legalkalmasabb a mélygeológiai tároló.

A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó politika – a „mérlegelve haladj előre” elv alkalmazása – azt jelenti, hogy a nyílt üzemanyag-ciklus – azaz az atomerőművi eredetű kiégett üzemanyag közvetlen hazai elhelyezése –, mint referencia forgatókönyv kerül meghatározásra, amely a vonatkozó költségbecslések alapját képezi a jelenleg üzemelő négy blokk vonatkozásában. Az üzemanyagciklus zárása területén a hazai és nemzetközi változásokat figyelemmel kell kísérni (mérlegelés), szükség esetén be kell azokat építeni a cikluszárási politikába, és ezzel egyidejűleg előre kell haladni a mélységi geológiai tároló telephely kiválasztása tárgyában (előrehaladás).

Az üzemanyagciklus zárásának politikája a hazai, nem atomerőművi eredetű kiégett üzemanyagot illetően az, hogy hazánk él az Oroszországba való visszaszállítás szerződésben biztosított lehetőségével (ld. 2. melléklet [2]), úgy, hogy az üzemanyag feldolgozás másodlagos hulladékai Oroszországban maradnak.

2.3.2 A radioaktív hulladékok kezelésére vonatkozó politika

A hazánkban keletkező kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék végleges elhelyezését Magyarországon létesített radioaktív hulladék-tárolókban kell megvalósítani. A nagy aktivitású radioaktív hulladékok elhelyezését Magyarországon egy stabil, mélységi geológiai formációban kialakítandó tárolóban kell megoldani. A tároló telephelyének kiválasztása, valamint a tárolók kialakítása során elsődleges szempont, hogy a telephely, a befogadó kőzet és az alkalmazott műszaki megoldások – az elhelyezett hulladék jellemzőihez igazodóan – együttesen biztosítsák a hulladéknak az élő környezettől való elszigetelését a megkívánt időtartamig.

2.3.3 A nukleáris létesítmények leszerelésére vonatkozó politika

Az engedélyesek a nukleáris létesítmények leszerelési tervének létrehozásán, annak rendszeres felülvizsgálatán és szükség szerinti aktualizálásán keresztül kötelesek biztosítani, hogy az kövesse a hatósági követelmények változását és a technológia fejlődését. A leszerelési tervnek a nemzeti programmal összhangban tartalmaznia kell a leszerelés ütemezését – szükség esetén a védett megőrzés időtartamát –, valamint a telephely hosszú távú hasznosítási elképzeléseihez igazodóan a leszerelés végállapotát.

Amennyiben egy telephelyen több, különböző engedéllyel rendelkező nukleáris létesítmény is van, az összes, nukleárislétesítmény-specifikus leszerelési tervben a nukleáris létesítmények közötti kölcsönhatást és kapcsolatokat is figyelembe kell venni.

3 Radioaktív hulladék osztályozása, keletkezése és leltára

Magyarországon a radioaktív anyagok és az ionizáló sugárzások alkalmazása a múlt század közepétől kezdve széleskörűen elterjedt a gyógyászatban diagnosztikai és terápiás célokra egyaránt. A modern képalkotó berendezések és a sugárzással sterilizált orvosi eszközök ma már nélkülözhetetlen módszerei és eszközei a korszerű orvosi gyakorlatnak. Az ionizáló sugárzást eredményesen használják a káros mikroorganizmusok elpusztítására az élelmiszerek csomagolóanyagai és a távoli, trópusi országokból importált fűszerek esetében. Az ipari radiográfia mindennapos eljárássá vált a gépek és alkatrészek anyaghibáinak feltárásában és az anyaghibákból eredő üzemzavarok megelőzésében.

Az atomenergia alkalmazásának legismertebb és legjelentősebb területe a villamosenergia-termelés. Magyarországon négy, egyenként 500 MW névleges villamos teljesítményű energetikai reaktor üzemel a Paksi Atomerőmű telephelyén, amely hosszú időtávlatban a hazai villamosenergia-fogyasztás mintegy 36 %-át adja.

Az Országgyűlés 2014-ben elfogadta a *Magyarország Kormánya és az Oroszországi Föderáció Kormánya közötti nukleáris energia békés célú felhasználása terén folytatandó együttműködésről szóló Egyezmény* (a továbbiakban Egyezmény) kihirdetéséről szóló 2014. évi II. törvényt (a továbbiakban 2014. évi II. törvény, lásd 2. melléklet [3]). Az atomenergiának tehát a jövőben hosszú távon is fontos szerep jut Magyarországon villamosenergia-ellátásában azáltal, hogy a paksi telephelyen két új atomerőművi blokk létesül, az Egyezményben foglaltaknak megfelelően.

Fontos kutatási és oktatási célokat szolgál a Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpontjának Kutatóreaktora (a továbbiakban: Budapesti Kutatóreaktor), valamint a Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem (a továbbiakban: BME) Nukleáris Technikai Intézetének Oktatóreaktora (a továbbiakban: Oktatóreaktor). A Budapesti Kutatóreaktor telephelyén jelentős a gyógyászatban és az iparban használt radioaktív izotópok gyártása is.

Összefoglalva tehát megállapítható, hogy a radioaktív anyagok és az ionizáló sugárzások alkalmazása a társadalom javát szolgálja, és jelentős mértékben hozzájárul a nemzetgazdaság teljesítményéhez. Mindemellett figyelembe kell venni, hogy a fenti alkalmazások radioaktív hulladék keletkezésével járnak együtt, amelyek biztonságos és végleges kezelése országos szinten jelentkező feladat.

3.1 Radioaktív hulladékok osztályozása

Az atomenergia alkalmazói a sugárzási és szennyezettségi viszonyokat figyelembe véve a létesítményeiket ellenőrzött és felügyelt területre osztják. Általános alapelv, hogy az ellenőrzött területen képződött hulladékot mindaddig radioaktívnak kell tekinteni, ameddig méréssel az ellenkezője nem bizonyított. Ez azért fontos, mert a magyar jogrend lehetővé teszi a nagyon alacsony aktivitástartalmú anyagok hatósági felügyelet alól való felszabadítását. Ez akkor lehetséges, ha a felszabadítás után az anyagok újrahasznosításából, illetve nem radioaktív hulladékként történő kezeléséből származó egyéni évi sugárterhelés nem haladja meg a 30 μSv effektív dózist.

Az Atomtörvény meghatározása alapján a további felhasználásra már nem kerülő olyan radioaktív anyagot nevezzük radioaktív hulladéknak, amely sugárvédelmi jellemzők alapján nem kezelhető közönséges hulladékként, azaz nem felszabadítható.

A radioaktív hulladékok osztályozását a bennük található izotópok aktivitása és jellemző felezési ideje alapján az alábbiak szerint lehet elvégezni.

Kis és közepes aktivitású radioaktív hulladéknak minősül az a radioaktív hulladék, amelyben a hőfejlődés az elhelyezés (és tárolás) során elhanyagolható.¹

- a) Rövid élettartamú az a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék, amelyben a radionuklidok felezési ideje 30 év, vagy annál rövidebb, és csak korlátozott koncentrációban tartalmaz hosszú élettartamú alfa-sugárzó radionuklidokat.
- b) Hosszú élettartamú az a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék, amelyben a radionuklidok felezési ideje és/vagy az alfa-sugárzó radionuklidok koncentrációja meghaladja a rövid élettartamú radioaktív hulladékokra vonatkozó határértékeket.

Nagy aktivitású az a radioaktív hulladék, amelynek hőtermelését a tárolás és elhelyezés tervezése és üzemeltetés során figyelembe kell venni¹.

A hatályos hazai jogszabályok jelenleg nem tartalmazzák a nagyon kis aktivitású hulladék osztályt, amely viszont jelen van a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség hulladék-kategorizálási rendszerében. Több megalapozó tanulmány készült annak bemutatására, hogy milyen körülmények között, milyen követelmények alapján lenne célszerű bevezetni a nagyon kis aktivitású hulladék kategóriát Magyarországon. Az eddig elkészített elemzéseket összegezve el kell készíteni egy összefoglalót, amely alapján a szükséges jogszabályi

¹ Az MSZ 14344-1:2004 szabvány határozza meg azt a hőfejlődési értéket (2 kW/m^3), amely az átmeneti tárolás és/vagy a végleges elhelyezés szempontjából jelentősnek minősül, így azt figyelembe kell venni.

módosítások elindíthatók, és a nagyon kis aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére vonatkozó koncepció – az arányosság elvének (graded approach) figyelembe vételével – kidolgozható. A koncepció kidolgozását követően a nemzeti programot ezzel a területtel ki kell bővíteni.

3.2 Az atomenergia alkalmazói – „hulladéktermelők”

A soron következő fejezetekben egységes szerkezetben tekintjük át és jellemezzük azokat a létesítményeket és tevékenységeket, amelyek hozzájárulnak a radioaktív hulladék keletkezéséhez. Bemutatjuk üzemeltetésük várható időtartományát, megadjuk az eddigi működésük következtében keletkezett radioaktív hulladék mennyiségét és röviden kitérünk azok tárolási helyére is. Létesítményenként és/vagy a hulladéktermelésben szerepet játszó ágazatok egészére megadjuk a radioaktív hulladék keletkezésének éves mennyiségét.

3.2.1 A létesítmények üzemeltetésének időtartományai

A Paksi Atomerőmű első blokkját 1982-ben, a másodikat 1984-ben, a harmadikat 1986-ban, a negyediket pedig 1987-ben helyezték üzembe, így a telephelyen ma összesen négy VVER-440/213-as típusú blokk üzemel. Az atomerőmű üzemidejének 30 évről 50 évre való meghosszabbítása folyamatban van (az 1. és 2. blokk üzemidő hosszabbítására az atomenergia-felügyeleti szerv már megadta az engedélyt, a további blokkokról a döntés a későbbiekben várható), így az atomerőmű negyedik blokkját várhatóan 2037-ben állítja le az üzemeltető. A nemzeti program szempontjából a jelenleg üzemelő négy blokk 50 éves üzemideje került figyelembe vételre referencia esetként.

A 2014. évi II. törvény alapján, a paksi telephelyen két új atomerőművi blokk létesül. A két VVER-1200 típusú blokk várhatóan 2025-ben és 2026-ban áll üzembe, tervezett üzemidejük 60 év.

A Budapesti Kutatóreaktor 1959-ben épült, majd 1986-ban leállították és 1992-ig egy teljes körű rekonstrukciót hajtottak végre. Az átalakítás után az új reaktor 30 évre kapott üzemeltetési engedélyt, amely 2023-ig érvényes. Felmerülhet a kutatóreaktor élettartamának tíz évvel, tehát 2033-ig történő meghosszabbítása is, erre a műszaki feltételek reális lehetőséget adnak. A jelenlegi felhasználást figyelembe véve a rendelkezésre álló üzemanyag 2019-ig biztosítja a reaktor üzemeltetését. A nemzeti program készítése során referencia esetként a Budapesti Kutatóreaktor 2023-ig történő üzemeltetése került figyelembe vételre.

A Budapesti Műszaki és Gazdaságtudományi Egyetem Nukleáris Technikai Intézete a továbbiakban: BME NTI) által üzemeltetett Oktatóreaktor üzembe helyezése 1971-ben történt meg. Az Oktatóreaktor várható üzemelési ideje jelenleg még nem meghatározott. Az élettartam szempontjából lényeges alkatrészek és részegységek cserélhetőek, megújíthatóak. A létesítmény üzemeltetési engedélyének meghosszabbítását az engedélyes a 2017-ben esedékes következő Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat során fogja kezdeményezni az

atomenergia-felügyeleti szervnél. Amennyiben az Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat eredményei alapján az illetékes hatóság az Oktatóreaktor üzemeltetési engedélyét 10 évvel meghosszabbítja, a végleges leállítás időpontja 2027 lehet. Ez az időpont került figyelembe vételre a nemzeti programban referencia esetként. Hangsúlyozni kell azonban, hogy ez nem egy műszaki, előregedési vagy sugárbiztonsági, nukleáris szempontok szerint kialakított időpont. Amennyiben az Oktatóreaktor bizonyos műszaki berendezéseinek cseréje, felújítása ezen időpontig megvalósulhat, akkor – esetlegesen egy fűtőelem-töltet cserével – a reaktor várhatóan még több évtizedig üzemeltethető lesz. Az ezzel kapcsolatos döntést a későbbiekben kell meghozni, melynél fontos figyelembe venni az alábbiakat:

- Jelenleg a hazai és nemzetközi nukleáris képzésben központi szerepet játszik az Oktatóreaktor, melynek üzemben tartására hosszabb távon szükség lehet.
- Mivel Magyarországon a Paksi Atomerőmű még évtizedekig üzemelni fog, új atomerőművi blokkok létesülnek és a leszerelési- és radioaktív hulladék-kezelési programok időtávja még a fentiekben is túlmutat, a nukleáris szakember utánpótlás biztosítására, szakirányú képzésre hosszú időtávlatban szükség lesz.

Fenti szempontok a nukleáris ipar tudományos és kutatási háttérét biztosító Budapesti Kutatóreaktor esetére is érvényesek. A Budapesti Kutatóreaktor és az Oktatóreaktor üzemidejével kapcsolatos döntések nem képezik tárgyát a jelen nemzeti programnak, az üzemidőre vonatkozó feltételezések a leszerelés ütemezésében és a radioaktív hulladék, illetve kiégett üzemanyag képződési mennyiségének becslésében meghatározóak.

3.2.2 Radioaktív hulladék keletkezése a Paksi Atomerőműben

3.2.2.1 Radioaktív hulladékok forrásai és kezelése

A Paksi Atomerőmű üzemeltetése során szilárd és folyékony radioaktív hulladékok keletkeznek, amelyek gyűjtéséről és kezeléséről gondoskodni kell.

A kis és közepes aktivitású szilárd radioaktív hulladékok legfontosabb forrásai az üzemeltetés és karbantartás során elszennyeződő védőruhák, védőfelszerelések, szerszámok, műanyag fóliák; valamint az üzemelő létesítményből kisserelt elszennyeződött vagy felaktiválódott berendezések, csővezetékek, hőszigetelések, stb. Ezen kívül hozzájárulnak még a szilárd hulladékok mennyiségéhez az iszapok, illetve az építészeti átalakításokból származó törmelékek, fémhulladékok, kábelek is.

A szilárd hulladékokat a későbbi kezelési lehetőségeket figyelembe véve szelektíven gyűjtik. A zsákos gyűjtésű radioaktív hulladék döntő többségét az elhasznált – az ellenőrzött zónában rendszeresített – egyéni és kiegészítő védőfelszerelések adják. A különböző elhasznált alkatrészek, szerkezeti elemek, fém hulladékok, valamint szennyezett munkaeszközök, melyek tömegük vagy méretük miatt nem helyezhetők műanyag zsákokba, 200 literes hordóban kerülnek összegyűjtésre.

A tömöríthető radioaktív hulladék térfogatcsökkentése 500 kN-os préssel történik, amely során a kezelt hulladék térfogata átlagosan az ötödére csökken. A nem tömöríthető radioaktív hulladékok 200 literes hordókba kerülnek a térfogat optimális kihasználása mellett. A keletkezett aktív iszapokat 200 literes fémhordóban ülepitik, majd folyadéktartalmuk eltávolításra kerül.

A fent említett kezelési lépések után a szilárd radioaktív hulladékokat az atomerőmű területén ideiglenesen tárolják. A kis és közepes aktivitású hulladékok többnyire 200 literes hordóban kerülnek az ideiglenes tároló helyiségekbe, míg a nagy aktivitású hulladékok tárolására csökutak szolgálnak.

A folyékony radioaktív hulladék elsősorban a primerköri víz tisztítása, helyiségek, berendezések dekontaminálása során keletkezik.

A kis mennyiségben keletkező szennyezett olajokat 200 literes fémhordóban gyűjtik, majd a radioaktív izotópok gyöngykovaföld rétegen keresztül történő gravitációs szűréssel kerülnek eltávolításra, majd a tisztított olajokat ellenőrzés után felszabadítják, és inaktív hulladékként kezelik.

Az atomerőmű primerkörében keletkező vizes bázisú folyékony hulladékokat a speciális csatornarendszer gyűjti össze és a csurgalékvíz rendszerbe továbbítja. Az összegyűjtött csurgalékvíz ülepités, mechanikai szűrés és vegyszeres kezelés után bepárlásra kerül.

Az atomerőmű ellenőrzött zónájában elkülönített tartályokban ideiglenes tárolásra kerül a bepárlás során visszamaradó koncentrátum (bepárlási maradék), az elhasznált ioncserélő gyanta és az evaporátor savazó oldat, valamint – 200 literes hordókban – a szennyezett olajok kezelése során keletkező olajos gyöngykovaföld.

A Paksi Atomerőmű üzemeltetése során, éves szinten viszonylag kis mennyiségben ($5 \text{ m}^3/\text{év}$) keletkezik nagy aktivitású radioaktív hulladék,² melyet az atomerőmű területén, az erre a célra kialakított csökutakban, ideiglenes jelleggel tárolnak. E hulladékok mennyisége 2015. 01. 01-én $100,6 \text{ m}^3$ volt. Az üzemidő végéig további 115 m^3 nagy aktivitású hulladék keletkezésével kell számolni (ez a mennyiség már tartalmazza a 2. blokki üzemzavar során keletkezett nagy aktivitású hulladékokat is). Az 50 éves üzemidő alatt előreláthatólag összesen keletkező $215,6 \text{ m}^3$ térfogatú nagy aktivitású hulladékot a végső elhelyezés érdekében a tervek szerint konténerekben gyűjtik össze és betonnal öntik majd ki a leszerelés során.

A 2015. 01. 01-én a Paksi Atomerőmű területén rendelkezésre álló tárolókapacitásokat, valamint a tárolt radioaktív hulladékok mennyiségét az 1. táblázat mutatja.

² A Paksi Atomerőmű üzemviteli gyakorlatában sugárvédelmi szempontok alapján a 10 mSv/h -nál nagyobb felületi dózisteljesítményű hulladékokat jelölik „nagy aktivitásúként”. Ezen hulladékok kezelése a leszerelés során történik, ekkor újraminósításra kerülnek, és akkor dől el, hogy mely részüket kell majd mélységi geológiai tárolóban elhelyezni. Ezen szempontok alapján az atomerőmű üzemviteli nagy aktivitású hulladékaire megadott számérték konzervatív felső becslésnek tekinthető.

1. táblázat: A Paksi Atomerőműben rendelkezésre álló tárolókapacitások és tárolt radioaktív hulladék mennyiségek 2015.01.01-én

Hulladéktípus			Kapacitás	Tárolt mennyiség
<i>Kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék</i>	Folyékony (tartályokban)		10 020 m ³	8 200 m ³
	Szilárd	200 l-es hordó	10 741 db	9 129 db
		Nagyméretű hulladék	800 m ³	-
<i>Nagy aktivitású radioaktív hulladék (csőkutakban)</i>			222,8 m ³	100,6 m ³

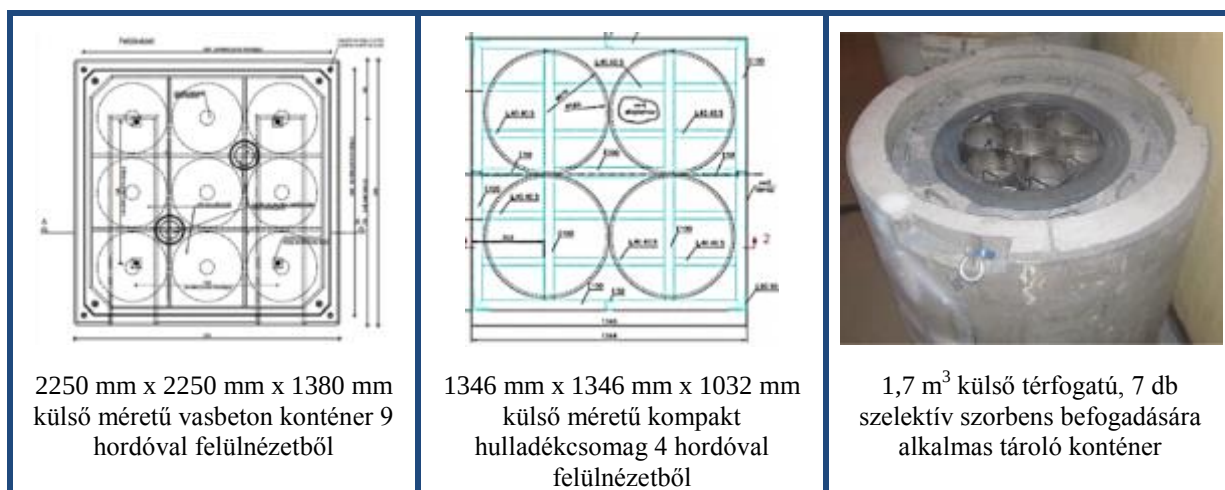
A Paksi Atomerőműben a folyékony hulladékok térfogatának drasztikus csökkentése érdekében üzembe helyezték a folyékonyhulladék-feldolgozó technológiát (a továbbiakban: FHF technológia). Ennek üzemszerű alkalmazásával a folyékony radioaktív hulladékok legnagyobb részét kitevő bepárlási maradék – a cézium és kobalt izotópok eltávolítása, valamint a bórsav tartalom visszanyerése után – a primerkörben keletkező egyéb kibocsátható vizekkel együtt ellenőrzés után kibocsátásra kerül. A bórax formában visszanyert bórsav felszabadítást követően inaktív veszélyes hulladékként kerül ártalmatlanításra. A feldolgozás során másodlagos radioaktív hulladékok keletkeznek (kobalt eltávolító utószűrő, cézium-szűrő oszlop, stb.), amelyek ideiglenes tárolása 200 literes hordókban, vagy speciális konténerekben történik.

A Paksi Atomerőmű 2. blokkján 2003-ban történt, nukleáris üzemanyag sérüléssel járó üzemzavar következtében több olyan hulladéktípus keletkezett, amelyekkel a normál üzemeltetés alatt nem kellett számolni. Az üzemzavari helyzet kezelése és felszámolása során jelentős mennyiségű alfasugárzó izotópokkal szennyeződött elhasznált ioncserélő gyanta, bepárlási maradék, dekontamináló oldat és szilárd radioaktív hulladék keletkezett. Ezek jelentős része elkülönítve került gyűjtésre és ideiglenes tárolásra (dekontamináló oldat, bepárlási maradék, nagyméretű berendezések, illetve szilárd hulladékok). Az üzemzavar által érintett bepárlási maradékokra az FHF technológiát nem alkalmazzák.

3.2.2.2 Végleges elhelyezésre kerülő üzemviteli hulladék mennyisége

A Paksi Atomerőmű kis és közepes aktivitású szilárd hulladékainak egy részét 1983-1989, valamint 1992-1996 között a püspökszilágyi Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tárolóba (a továbbiakban: RHFT) szállították végleges elhelyezés céljából. Azóta ez a tároló már csak az intézményi eredetű radioaktív hulladékokat fogadja be (lásd 6.1 fejezet). Az RHFT kapacitásából az atomerőmű mintegy 2500 m³ bruttó térfogatot foglalt el, ez a mennyiség ott jelenik meg.

A bátaapáti Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló (a továbbiakban: NRHT) 2008-as üzembe helyezésével megkezdődött az 1997-2007 között keletkezett tömörített radioaktív hulladékok végleges elhelyezésre történő átadása. 2015. 01. 01-ig összesen 5480 darab 200 literes hordót szállítottak át az NRHT-ba. Ebből a felszíni technológiai épületben 2231 darab hordó ideiglenes tárolását végzik, míg 3249 darab hordó, 361 darab vasbeton konténerben (lásd 1. ábra 1. oszlopa) végleges elhelyezésre került.



1. ábra: Jellemző hulladékcsomagok az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére (megjegyzés: az egyes konténerek ábrái eltérő méretarányúak)

A 3.2.2.1 fejezetben bemutatott hulladékkezelési gyakorlat szerint a Paksi Atomerőmű a folyékony hulladék döntő hányadát a jelentős térfogatcsökkenést eredményező FHF technológiával feldolgozza. A Paksi Atomerőmű az FHF technológiával nem feldolgozható folyékony radioaktív hulladékok (pl. üzemzavari bepárlási maradék, iszapok, dekontamináló oldat) szilárdítására cementezési technológia létesítését és üzembe helyezését tervezi 2017 év végéig. Az NRHT új elhelyezési koncepciójához igazodó acélkonténerbe történik a cementezés. Ez megvalósulhat úgy, hogy az acélkonténer csak folyékony hulladékból előállított cementpépet tartalmaz, illetve úgy is, hogy a konténerbe négy hordó kerül (lásd 1. ábra 2. oszlopa), és a cementpép csak az üres tereket tölti ki a konténeren – illetve nem tömörített hulladék esetén a hordón – belül. A hordókat és a cementpépet is tartalmazó acélkonténert kompakt hulladékcsomagnak nevezzük, amelybe a folyékony hulladékok közül az üzemzavari bepárlási maradék, az iszapok, a dekontamináló oldat és az evaporátor savazó oldat; míg a szilárd hulladékok közül a tömörített és a nem-tömörített hordózott hulladékok kerülhetnek. Az elhasznált ioncserélő gyanták cementezése a kompakt hulladékcsomagoknál bemutatott vékonyfalú acélkonténerben történik majd a blokkok üzemidejének végén.

A szilárd hulladékok közül a tervek szerint a kisebb aktivitás tartalmúak közvetlenül – további kondicionálás, csomagolás nélkül – 200 literes hordóban kerülnek végleges elhelyezésre az NRHT-ban. Azok a hulladékok, melyek nagy méretük miatt nem darabolhatóak úgy, hogy 200 literes hordóba csomagolhatóvá váljanak, ideiglenes tárolásra kerülnek a Paksi Atomerőműben, és a jelenlegi tervek szerint majd a leszereléskor nagyobb konténerekben történik az NRHT-ba szállításuk. A szilárd hulladékok körében szerepelnek a cézium és egyéb szűrőpatronok, amiket speciális körszelvényű tároló konténerekben (szelektív szorbens tároló konténerekben, lásd 1. ábra 3. oszlopa) helyeznek el a későbbiekben.

A Paksi Atomerőmű 50 éves üzemideje alatt képződő, az NRHT-ban elhelyezésre kerülő radioaktív hulladékok összesített mennyiségét a 2. táblázat mutatja be, amely nem tartalmazza az RHFT-ba korábban kiszállított hulladékmennyiséget.

2. táblázat: A Paksi Atomerőmű 50 éves üzemideje alatt képződő, az NRHT-ban elhelyezésre kerülő radioaktív hulladékok mennyisége

Elhelyezési mód	Elhelyezendő térfogat (m³)
Vasbeton konténeres elhelyezés (9 hordó/konténer)	995*
Tömörített szilárd hulladék 200 l-es hordóban	1129*
Kompakt hulladéksomag (4 hordó/konténer + aktív cementpép folyékony hulladékból)	10538
Cementezett folyékony hulladék vékonyfalú acélkonténerben	821
Cementezett ioncserélő gyanta vékonyfalú acélkonténerben	1390
Nagyméretű hulladékok konténerben	800
Cézium szelektív szorbens körszelvényű betonkonténerben	51
Összesen	15724

*A 200 l-es hasznos térfogatú hordók összesített bruttó térfogatát (0,213 m³/hordó) jelenti.

3.2.2.3 A Paksi Atomerőmű leszerelési hulladékai

A létesítmény leszerelési és bontási munkálatai során viszonylag nagy mennyiségű radioaktív hulladék képződésével kell számolni. A leszerelés során a hulladékok szelektíven kerülnek összegyűjtésre. A szelektív gyűjtés kiterjed az anyagminőségek, fizikai-kémiai jellemzők figyelembe vétele mellett a radioaktív szennyezettség módjára és várható mértékére is.

A Paksi Atomerőmű leszerelési politikáját – amely a primerkör 20 évig tartó védett megőrzését és az azt követő leszerelést irányozza elő – figyelembe véve az előzetes leszerelési tervben határozták meg az atomerőmű lebontása során képződő radioaktív hulladék mennyiségét, amelyet a 3. táblázat foglal össze.

3. táblázat: A Paksi Atomerőmű lebontása során képződő, véglegesen elhelyezendő radioaktív hulladéksomagok összesített száma és mennyisége

Hulladék-osztály	HALASZTOTT LESZERELÉS		
	1,8 m³ konténerszám (db)	3,6 m³ konténerszám (db)	Össztérfogat (m³)
Kis és közepes aktivitású hulladék	9 147	2 846	27 044*
Nagy aktivitású hulladék	40	0	73
Összesen	9 187	2 846	27 117

* Magyarországon a nagyon kis aktivitású hulladék kategória még nem került bevezetésre, a nemzetközi tapasztalatok alapján becslés készült arra, hogy a leszerelési hulladék hány százaléka eshetne ebbe a kategóriába. Az elemzések azt mutatták, hogy a leszerelési hulladék kicsivel több, mint 80%-a nagyon kis aktivitású hulladék lehetne.

A leszerelés során képződő hulladékok végleges elhelyezésére az üzemviteli hulladékoknál alkalmazott, $\sim 1,8 \text{ m}^3$ térfogatú, vékonyfalú acélkonténert, illetve ennek a kétszeres méretű változatát irányozták elő annak érdekében, hogy az optimálisan elhelyezhető legyen az NRHT-ban.

3.2.3 Radioaktív hulladékok keletkezése a Budapesti Kutatóreaktorban

A Budapesti Kutatóreaktornál a normál működés alatt jellemzően két forrásból keletkeznek kis és közepes aktivitású szilárd radioaktív hulladékok:

- az izotópgyártás során aktív alumínium tokmaradványok;
- valamint a rutin munkák és a karbantartás során elszennyeződött védőfelszerelés (gumikesztyűk, cipővédők, védőruhák stb.) és műanyag fólia, szűrőpapír.

Évente kb. 2 m^3 szilárd radioaktív hulladék keletkezik, amit műanyag zsákban gyűjtenek össze, majd kézi hidraulikus préssel – kb. 50% térfogatúra – tömörítve 200 literes lemezfordóban tárolnak.

Az üzemeltetés során keletkező, enyhén radioaktívan szennyezett folyékony hulladékvizeket 2 darab 150 m^3 -es tartályban gyűjtik. Folyékony hulladékvízből – jellemzően a vízvisszatápláló rendszerek próbája esetén, valamint a dekontaminálási feladatok végrehajtásakor – normál esetben $10\text{-}20 \text{ m}^3$ keletkezik évente, amelyet ioncserés tisztítás után a vonatkozó korlátok betartása mellett kibocsátanak.

Az üzemeltetés alatt éves átlagban kb. 100 liter radioaktív ioncserélő gyanta keletkezik, valamint a folyékonyhulladék-gyűjtő tartályok alján az üzemidő végéig néhány m^3 iszap halmozódik fel. Az üzemeltetés során keletkező radioaktív hulladékokat rendszeresen a püspökszilági RHFT-be szállítják el végleges elhelyezésre. 2015. január 1-jén a Budapesti Kutatóreaktor telephelyén 2 m^3 szilárd és $0,5 \text{ m}^3$ szilárdítandó radioaktív hulladékot tároltak. A leállítási nemzeti programban figyelembe vett referencia időpontjáig, 2023-ig várhatóan kevesebb, mint 10 m^3 elhelyezendő kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék fog keletkezni az üzemeltetés során.

A Budapesti Kutatóreaktor leszerelése során megközelítőleg 260 m^3 kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék keletkezésével kell számolni.

A Budapesti Kutatóreaktor üzemeltetése és majdani leszerelése során nagy aktivitású radioaktív hulladék nem keletkezik.

3.2.4 Radioaktív hulladékok keletkezése az Oktatóreaktorban

Az Oktatóreaktor épületében egyrészt a reaktor működtetésével összefüggésben, másrészt az épületben található laboratóriumok működése során keletkezik radioaktív hulladék. Az alábbiakban a hulladékok jellemző keletkezési módjai és mennyiségei, megjelenési formájuk (halmazállapotuk) alapján csoportosítva kerülnek bemutatásra.

Az Oktatóreaktorban szilárd radioaktív hulladékok a reaktor egyes alkatrészeinek, eszközeinek eltávolítása; az oktatáshoz, kutatáshoz kapcsolódó minták besugárzása, illetve azok feldolgozása; a laboratóriumok fogyóeszközeinek használata során; valamint zárt radioaktív sugárforrások selejtezéséből kifolyólag keletkezhetnek. A tömöríthető és nem tömöríthető radioaktív hulladékok gyűjtése külön történik radioaktív hulladék-gyűjtő edényekben (műanyag zsákokban), a zsákok megtelése után lezárva a radioaktív hulladékok tárolójába kerülnek. Szilárd radioaktív hulladékból évente átlagosan 6 zsák (zsákonként maximum 100 liter) keletkezik, a zsákok tipikus tömege 3-8 kg. A hulladékok (műanyag és üveg edények, besugárzott minták és azok feldolgozásának maradékai, gumikesztyű, papírtörölő, stb.) tömöríthető, illetve nem tömöríthető „laborhulladékot” tartalmaznak. A keletkező hulladékok mennyisége nagymértékben függ az aktuális tanévi oktatási-kutatási feladatok jellegétől és mennyiségétől.

A potenciálisan radioaktív folyadékok (a reaktortartályból, a besugárzó csatornák vízvédelméből, a radiokémiai laboratóriumok mosogatóiból, a vegyifülkékből, stb.) a reaktorepület hulladékvíz-hálózatán keresztül egy ellenőrzőtartályba kerülnek. Radiológiai minősítés, illetve indokolt esetben tisztítás után ezek jelentős része kibocsátható. A laboratóriumokban végzett feladatok során keletkező, radioaktív hulladéknak minősülő oldatokat (hosszú felezési idejű vizes oldatok, szerves (nemvizes) oldatok, hidrogén-fluoridot tartalmazó oldatok) külön gyűjtőedényekben gyűjtik a radiokémiai laboratóriumokban, ill. a radioaktív hulladékok tárolójában. Folyékony radioaktív hulladékból átlagosan néhány liter keletkezik évente.

Az üzemeltetés során keletkező radioaktív hulladékokat rendszeresen a püspökszilágyi RHFT-be szállítják el végleges elhelyezés céljából. Az Oktatóreaktorban 2015. január 1-jén 145 kg szilárd és 210 liter folyékony kis és közepes aktivitású hulladékot tároltak. E radioaktív hulladékokból származóan a tömörítés, illetve kondicionálás után – amely az RHFT telephelyén történik majd meg – nagyjából 1 m³-nyi elhelyezendő mennyiség adódik. Jelen nemzeti program összeállításánál az Oktatóreaktor leállítási időpontjaként 2027 került figyelembe vételre referencia dátumként (lásd 3.2.1 fejezet). Az erre vonatkozó becslések alapján az Oktatóreaktor további üzemeltetése során várhatóan további 5-6 m³ kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék képződésével kell számolni.

Az Oktatóreaktor leszereléséből várhatóan további mintegy 50 m³ kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék keletkezik.

Az Oktatóreaktor üzemeltetése és majdani leszerelése során nagy aktivitású radioaktív hulladék nem keletkezik.

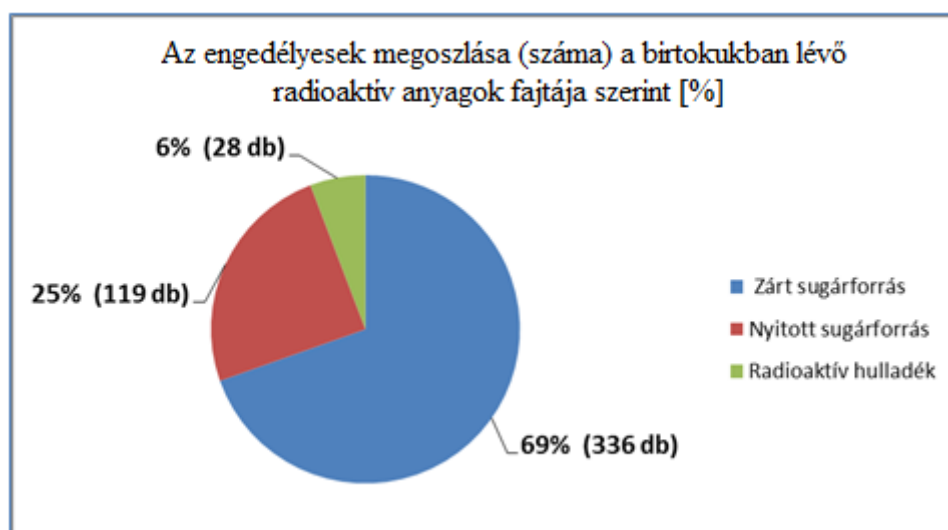
3.2.5 Intézményi radioaktív hulladékok keletkezése

A nem atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású (más néven intézményi) radioaktív hulladékok szintén részét képezik a Magyarországon keletkező összes radioaktív hulladék mennyiségnek. Az intézményi radioaktív hulladékok jellemzően kórházakban, laboratóriumokban és ipari vállalatoknál keletkeznek, kis és közepes aktivitású hulladék,

elhasznált sugárforrás, valamint füstérzékelőkből kiszerelt sugárforrás formájában. Intézményi eredetű hulladék keletkezik a 3.2.3 és 3.2.4 fejezetekben tárgyalt Budapesti Kutatóreaktor és Oktatóreaktor üzemeltetése és majdani leszerelése során is, de ezek a létesítmények jelentőségüknél fogva külön fejezetekben kiemelésre kerültek.

A radioaktív anyagok nyilvántartásának és ellenőrzésének rendjéről, valamint a kapcsolódó adatszolgáltatásról szóló 11/2010. (III. 4.) KHEM rendelet szerinti, az OAH által működtetett központi nyilvántartás (a továbbiakban: Központi Nyilvántartás) jelenleg (2015. 01. 01.) rendelkezésre álló adatai alapján, Magyarországon az intézményekben felhasznált radioaktív anyagok tekintetében pillanatnyilag közel félezer radioaktív anyagot birtokló engedélyes és összesen kb. 7000 zárt sugárforrás van. Ezek a ma még használatban lévő radioaktív anyagok és sugárforrások tulajdonképpen mind potenciális intézményi radioaktív hulladékok, amelyekkel a közeli és távoli jövőben számolni kell.

A Központi Nyilvántartás adatai alapján közel félszáz engedélyes birtokában van zárt-, illetve nyitott sugárforrás, valamint – további felhasználásra nem szánt – már radioaktív hulladékként nyilvántartott radioaktív anyag, melyek megoszlását a 2. ábra szemlélteti. Egyes engedélyeseknél mindhárom fajta, vagyis a zárt és nyitott sugárforrás, valamint a radioaktív hulladék egyszerre előfordul.

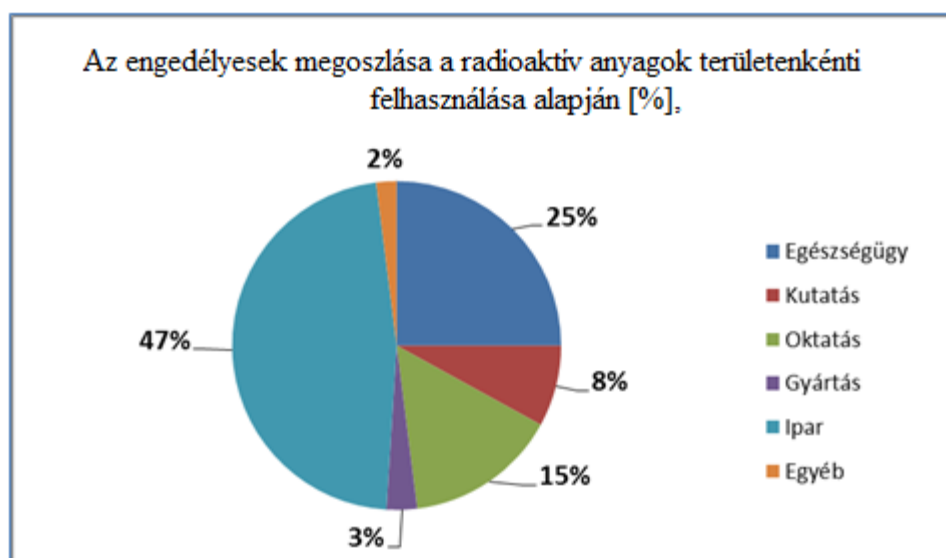


2. ábra: Az engedélyesek megoszlása (száma) a birtokukban lévő radioaktív anyagok fajtája szerint [%], forrás: Központi Nyilvántartás

Az adatbázis naprakészségét az biztosítja, hogy a zárt sugárforrások esetében az engedélyesek a készletükben beálló változást követő legfeljebb 15 napon belül adatot kell, hogy szolgáltatassanak a Központi Nyilvántartás számára, míg a nyitott sugárforrások és radioaktív hulladékok esetében két jelentés között eltelt idő nem haladhatja meg a 12 hónapot.

A 3. ábra a Központi Nyilvántartásban jelenleg nyilvántartott engedélyesek százalékos megoszlását szemlélteti a radioaktív anyagok területenkénti felhasználása alapján. A 3. ábra alapján az ipar és az egészségügy területén felhasznált radioaktív anyagok képezik a

nyilvántartás adatainak zömét, így ezek jelentik majd a későbbiekben az intézményi radioaktív hulladékok legnagyobb részét.



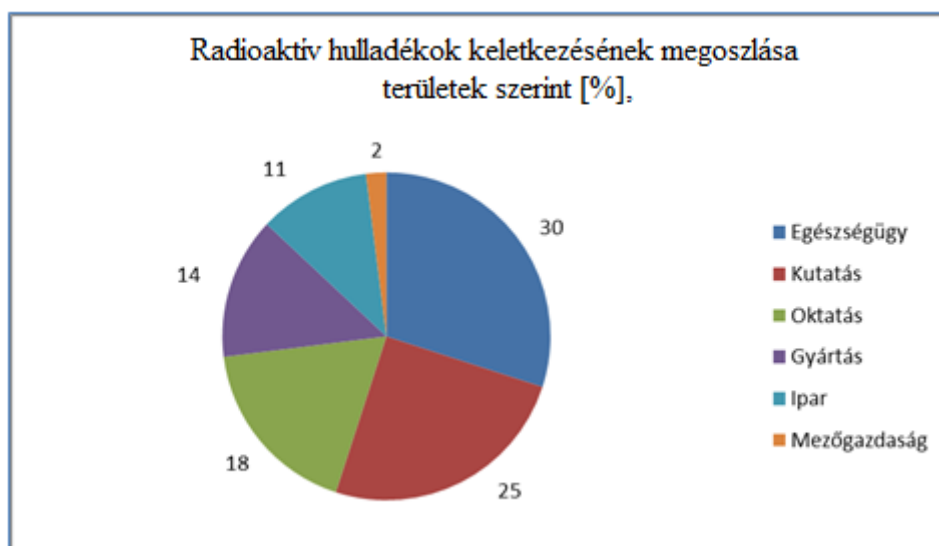
3. ábra: Az engedélyesek megoszlása a radioaktív anyagok területenkénti felhasználása alapján [%], forrás: Központi Nyilvántartás

A Magyarországon zárt sugárforrásként felhasználásra kerülő leggyakoribb radioaktív izotópok a Co-60, a Cs-137 és az Am-241, de mellettük nem elhanyagolható az I-125 és az Ir-192 izotópok alkalmazása sem. Az engedélyeseknél használatban lévő zárt sugárforrások között összesített aktivitás szempontjából a Co-60, Cs-137 és az Ir-192 a legjelentősebb izotópok. A nyitott radioaktív készítmények között leggyakrabban előforduló izotópok a I-125, a C-14, a H-3 és a I-131.

Az intézmények a keletkező radioaktív hulladékot a legtöbb esetben elszállítatják az RHFT telephelyére. A megfelelő engedélyek birtokában az engedélyesek saját maguk is tárolhatják átmenetileg a keletkezett radioaktív hulladékukat, azonban ezek mennyisége elhanyagolható a teljes országos készlethez képest. A Központi Nyilvántartás jelenleg rendelkezésre álló adatai alapján közel 30 engedélyes tart nyilván intézményi radioaktív hulladékot a különböző felhasználásokból eredően. A 4. ábrán látható az intézményi hulladékkeletkezés radioaktivitás szerinti megoszlása területenként, százalékos formában. A Központi Nyilvántartás jelenleg rendelkezésre álló adatai alapján kb. 40 féle radioaktív izotóp jelenik e hulladékok között, melyek közül a legjellemzőbbek az Am-241, a C-14, a Co-60, a Cs-137, és a H-3.

Az elmúlt években a püspökszilágyi RHFT-be történő hulladék beszállítások (lásd 6.1.3 fejezet) elemzése alapján kimondható, hogy éves szinten átlagosan nagyjából 10-15 m³ radioaktív hulladékot és 400-500 elhasznált zárt sugárforrást adnak át az engedélyesek átmeneti tárolásra vagy végleges elhelyezésre. Az RHFT 2067-ben történő bezárását figyelembe véve (lásd 6.1 fejezet), addig az időpontig várhatóan nagyjából 600 m³ intézményi

hulladék elhelyezésére kell felkészülni az Oktatóreaktorban és a Budapesti Kutatóreaktorban képződő mennyiségen felül.



4. ábra: Radioaktív hulladékok keletkezésének megoszlása területek szerint [%], forrás: Központi nyilvántartás

3.2.6 Az új atomerőművi blokkok radioaktív hulladékai

A szilárd radioaktív hulladékok legfontosabb forrásai az új blokkok esetében is az üzemeltetés és karbantartás során elszennyeződő védőruhák, védőfelszerelések, szerszámok, alkatrészek, műanyag fóliák; reaktorból eltávolított berendezések és azok alkatrészei. Ezen kívül hozzájárulnak még a szilárd hulladékok mennyiségéhez az építészeti átalakításokból származó törmelékek, fémhulladékok, kábelek; a gáztisztító és a légtechnika szennyezett kimerült aeroszol és jód szűrői, valamint az üzemelő létesítményből kisserelt elszennyeződött vagy felaktiválódott berendezések, csővezetékek, hőszigetelések is. A tömöríthető szilárd hulladékok térfogatcsökkentésére szuperkompaktor (nagy nyomóerejű prés) áll majd rendelkezésre.

A folyékony radioaktív hulladék elsősorban a primerköri víz tisztításával összefüggésben szerelvények, csővezetékek és helyiségek dekontaminálása során, valamint berendezések, csőszakaszok, szerelvények ürítései és esetleges szivárgásai következtében keletkezik. Folyékony hulladék képződéséhez hozzájárulnak még a mintavételezések és laboratóriumi tevékenységek, valamint a primerköri öltözőből származó zuhanyvizek és a speciális mosoda vizei. A folyékony radioaktív hulladékok bepárlás után kerülnek ideiglenes tárolásra, majd a tervek szerint a cementezés előtt a térfogat további csökkentése érdekében újra bepárolják azokat.

A tervezett VVER-1200 típusú atomerőmű üzemeltetése során az éves keletkező hulladékmennyiséget blokkonként, illetve a két blokk 60 éves üzemidejére vetített összes képződő radioaktív hulladék mennyiségét a 4. táblázat foglalja össze.

4. táblázat: A paksi telephelyen létesülő két új atomerőművi blokk üzemeltetése során képződő radioaktív hulladékok becsült mennyisége

Hulladék típus	Éves keletkezési mennyiség blokkonként		Összesített mennyiség a két blokkra 60 éves üzemidőre [m ³]
	Hulladék mennyisége [m ³ /év]	Hulladék mennyisége kezelés (szilárdítás, aprítás, stb.) után [m ³ /év]	
Kis és közepes aktivitású szilárd	81	32	3840
Nagyméretű, nem kezelhető (karbantartás/javítás során képződő)	5	-	600
Cementezett bepárlási maradék	25	20	2400
Cementezett ioncserélő gyanta	10	8	960
Cementezett iszap	0,6	0,5	60
Nagy aktivitású szilárd	0,5	-	60

Az NRHT-ban alkalmazott elhelyezési rendszert a 3.2.2.2 fejezetben említett vékonyfalú acélkonténerre épülő kompakt hulladékcsomagok betárolására optimalizálták, ezért célszerű az új blokkok esetében is ezt a hulladékcsomag típust figyelembe venni. Az 5. táblázat utolsó oszlopában szereplő, a két új blokk 60 éves üzemidejéből származó kis és közepes aktivitású hulladék mennyiségét alapul véve kell az elhelyezendő mennyiséget meghatározni, amely az 5. táblázatban jelenik meg.

5. táblázat: Az paksi telephelyen létesülő két új atomerőművi blokk 60 éves üzemeltetése során képződő, az NRHT-ban elhelyezésre kerülő kis és közepes aktivitású hulladék mennyisége

Hulladékcsomag	Hulladékcsomag leírása	Mennyiség (db)	Térfogat [m ³]
Kompakt hulladékcsomag (1,8 m ³)	4 szilárd hulladék hordó + aktív cementpép	2589	4765
Acélkonténer (1,8 m ³)	Cementezett ioncserélő gyanta	533	980
Hordó (200 l)	Tömörített szilárd hulladék	8842	1833
Nagyméretű, nem kezelhető (karbantartás/javítás során képződő)		-	600
Összesen:			8228

A jelenleg rendelkezésre álló adatszolgáltatás alapján egy orosz tervezésű, VVER-1200 típusú nyomott vizes atomerőmű leszerelésénél várhatóan 16 250 m³ nagyon kis, 2050 m³ kis és közepes aktivitású és 85 m³ nagy aktivitású radioaktív hulladék keletkezésével számolhatunk blokkonként.

3.3 A radioaktív hulladékok összesített leltára

Az előző fejezetekben bemutatásra kerültek azok a létesítmények – illetve az intézményi radioaktív hulladékok vonatkozásában azok a tevékenységek –, amelyek üzemeltetése és majdani leszerelése radioaktív hulladék képződéséhez vezet.

A 6. táblázat összefoglalja a Magyarországon képződő kis és közepes aktivitású hulladékok leltárát. A táblázatban megjelenik a paksi telephelyen üzemelő Kiegyezett Kazetták Átmeneti Tárolójának (KKÁT) leszerelési hulladék mennyisége is (lásd 7.2 fejezet). A jelenlegi tervek szerint az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok a Bataapátiban létesített NRHT-ban, míg az intézményi eredetű hulladékok a Püspökszilágyban üzemelő RHFT-ben kerülnek végleges elhelyezésre (a 6. táblázatban az elhelyezendő mennyiségek kerekítve szerepelnek). Az NRHT és az RHFT kiszolgáló létesítményeinek lebontásából származó radioaktív hulladékokat a tárolók lezárásakor szintén a vonatkozó létesítményekben kell elhelyezni, de ezek mennyisége az előzetes becslések alapján nem számottevő.

6. táblázat: A Magyarországon képződő kis és közepes aktivitású hulladékok összesített leltára

Hulladék forrása	Jelenlegi mennyiség (2015.01.01) [m ³]	Jövőben képződő mennyiség [m ³]	Elhelyezendő mennyiség [m ³]	Végleges elhelyezés
NRHT ideiglenes tároló	475	-	1 170	NRHT
NRHT végleges tároló	692	-		
Paks 1-4 blokkok üzemeltetése	10 144	10 466	14 600*	
Paks 1-4 blokkok leszerelése	-	27 044	27 100**	
Paks 5-6 blokkok üzemeltetése	-	8 228	8 300	
Paks 5-6 blokkok leszerelése	-	36 600	36 600**	
KKÁT leszerelés	-	100	100	
ÖSSZESEN:	11 311	82 438	87 870	
RHFT végleges tároló	4 900	-	4 900	RHFT
Oktatóreaktor üzemeltetés	1	6	7	
Oktatóreaktor leszerelés	-	50	50	
Kutatóreaktor üzemeltetés	3	10	13	
Kutatóreaktor leszerelés	-	260	260	
Egyéb intézményi radioaktív hulladék	nem alkalmazható	600***	600	
ÖSSZESEN:	4 905	926	5 830	

- * A tervezett térfogatcsökkentést eredményező hulladék kezelési technológiák alkalmazása miatt az elhelyezendő mennyiség nem egyezik meg a jelenlegi és a jövőben képződő mennyiség összegével.
- ** Magyarországon még nem létezik a nagyon kis aktivitású hulladék kategória, de az előzetes becslések szerint a Paksi Atomerőmű (Paks 1-4) leszerelési hulladékainak több mint 80%-a, az új blokkok (Paks 5-6) leszerelési hulladékainak 89%-a ebbe a hulladék kategóriába eshetne.
- *** Az RHFT 2067-ben történő lezárásáig beszállításra kerülő becsült mennyiség.

A 6. táblázattal kapcsolatban fontos azt megjegyezni, hogy az intézményi radioaktív hulladékok elhelyezéséhez szükséges kapacitás biztosítása érdekében végre kell hajtani az RHFT biztonságnövelő programját, mely egyúttal tárolási térfogatot is szabadít fel (lásd 6.1.2 fejezet). Intézményi eredetű radioaktív hulladékok várhatóan az RHFT nemzeti programban figyelembe vett üzemidején túl is fognak keletkezni, melyek végső elhelyezésének biztosításáról majd a 2060-as évek elején kell döntést hozni.

A nagyon kis aktivitású hulladékok lehetséges mennyiségére vonatkozó becslések – különösen a leszerelési hulladékok vonatkozásában – mindenképpen indokoltta teszik, hogy Magyarország az arányosság elve alapján alakítsa ki e hulladékok elhelyezésére vonatkozó optimális koncepciót. Ezt az optimalizálást mindenképpen a ma üzemelő két radioaktív hulladék-tárolót is figyelembe véve kell elvégezni.

Az országban a kiégett üzemanyag kezelésén kívül is keletkezik nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú radioaktív hulladék, amely nem helyezhető el véglegesen az NRHT-ban, illetve az RHFT-ben. Ezeket a radioaktív hulladékokat a későbbiekben Magyarországon létesítendő mélységi geológiai tárolóban kell véglegesen elhelyezni. A nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú hulladékok leltárát a 7. táblázat foglalja össze.

7. táblázat: A Magyarországon képződő nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú hulladékok leltára

Hulladék forrása	Jelenlegi mennyiség (2015.01.01) [m ³]	Jövőben képződő mennyiség [m ³]	Elhelyezendő mennyiség [m ³]
Paks 1-4 blokkok üzemeltetése	101	115	216
Paks 1-4 blokkok leszerelése	-	73	73
Paks 5-6 blokkok üzemeltetése	-	60	60
Paks 5-6 blokkok leszerelése	-	170	170
Intézményi eredetű*	100	400	500
ÖSSZESEN:	201	818	1 019

- * Az intézményi eredetű hosszú élettartamú radioaktív hulladékok átmeneti tárolása jelenleg az RHFT-ben történik.

A radioaktív hulladékok képződésében, átmeneti tárolásában és végleges elhelyezésében mértékadó szerepet játszó létesítmények fizikai elhelyezkedését az 5. ábra mutatja.



5. ábra: A radioaktív hulladékok képződésében és kezelésében szerepet játszó létesítmények elhelyezkedése

4 Kiégett üzemanyag keletkezése

A kiégett üzemanyag az Atomtörvény meghatározása szerint az atomreaktorban besugárzott és a reaktorból véglegesen eltávolított nukleáris üzemanyag, amely az atomreaktoron kívüli újrafeldolgozhatósága miatt nem minősül hulladéknak, vagy ha erre vonatkozó döntés alapján nem kerül újrafeldolgozásra, akkor a továbbiakban radioaktív hulladéknak minősül és a végleges elhelyezéséről gondoskodni kell. Ez utóbbi esetben a kiégett üzemanyag nagy aktivitású hulladéknak minősül, és ennek megfelelően kell kezelni.

4.1 A Paksi Atomerőműben képződő kiégett üzemanyag

A Paksi Atomerőműben 4 darab VVER-440 típusú reaktor található. Minden egyes reaktor eredetileg 1375 MW hőenergiát termelt, melyből 440 MW villamos energiát lehetett előállítani. A különböző szekunderköri és primerköri fejlesztésekkel ma már 1485 MW hő és 500 MW villamos energia állítható elő blokkonként. A reaktor aktív zónájában 349 darab üzemanyag kazetta van. Ebből 312 darab munkakazetta, amelyek csak az energiatermelésben vesznek részt, a többi 37 darab úgynevezett szabályozó és biztonságvédelmi (SZBV) kazetta, melyek üzemanyag részből és elnyelő (abszorber) részből állnak. A kazetták jellemzőit a 8. táblázat mutatja be. A Paksi Atomerőműben alkalmazott kazetta típusokat az 1. melléklet ismerteti.

8. táblázat: A Paksi Atomerőmű üzemanyag kazettáinak geometriai jellemzői

Kazettajellemzők	Munkakazetta	Szabályozó és biztonságvédelmi kazetta	
		Üzemanyag rész	Elnyelő rész
kazetta teljes hossz (mm)	3217	3200	2630
maximális kulcsméret (mm)	145	145	144
névleges tömeg (kg)	219	220	110
üzemanyag pálcák száma	126	126	-
pálca hossza (mm)	1. generációs: 2540 2. generációs: 2601,5	1. generációs: 2540 2. generációs: 2540	-

4.1.1 A Paksi Atomerőműben keletkezett kiégett üzemanyag mennyisége

A Paksi Atomerőmű fennállása óta 14 101 darab üzemanyag kazettát és 837 darab abszorbert vásárolt. Az abszorberek jelenlegi megtalálási helyeit a 9. táblázat, míg az üzemanyag kazettákét a 10. táblázat tartalmazza.

9. táblázat: A Paksi Atomerőmű által eddig (2015.01.01.) vásárolt abszorber kazetták megtalálási helyei

Tároló objektum	Friss üzemanyag tároló	Reaktorok	Pihentető medence	NAH kút	KGYK	Összesen
abszorber [db]	51	148	108	528	2	837

A pihentető medencében lévő abszorberek biztonsági funkciót látnak el, ezekkel lehet biztosítani a 3,82 % és ennél nagyobb dúsítású³ kazetták esetén is a biztonságos üzemállapotot (megfelelő szubkritikusságot). Karbantartó Gyakorló Központban (KGYK) lévő 2 darab abszorber pedig oktatási és gyakorlati feladatokat lát el. A további felhasználásra már nem kerülő abszorber kazettákat a nagy aktivitású hulladékok tárolására szolgáló csőkutakba (NAH kút) helyezik az atomerőmű blokkjaiban.

³ Dúsítás: az a folyamat, amelyben a természetes uránban igen kis hányadban (0,7 %) jelen lévő 235-ös tömegszámú uránizotóp részarányát megnövelik. A legtöbb reaktortípus csak dúsított uránt tartalmazó fűtőelemmel tud működni. A szakma által széles körben elfogadott rövidítés a „bizonyos százalékban dúsított kazetta” szóhasználat.

10. táblázat: A Paksi Atomerőmű által 2015.01.01-ig vásárolt üzemanyag kazetták megtalálási helyei

Tároló objektum	Friss üzemanyag tároló	Reaktorok	Pihentető medencék	Oroszországi Föderáció	KKÁT	Összesen
üzemanyag kazetta [db]	529	1 396	1 733	2 366	8 077	14 101

A friss üzemanyag tárolókban még eddig nem üzemelt kazetták vannak. Az 529 darab kazettából 48 darab 1,6 %-os vagy 2,4 %-os dúsítású, melyek stratégiai tartalékok, azaz csak különleges esetekben kerülnek felhasználásra. A többi kazetta 4,2 % dúsítású.

A reaktorokban jelenleg főleg (1104 darab) 4,2 %-os dúsítású kazetta üzemel. A 3,82 %-os dúsítású kazettákból már csak 280 darab van, de a 2015 évi átrakások során ezek is kikerülnek. A 3. blokkon található még 12 darab 4,7 %-os dúsítású kazetta tesztelés céljából. A 4,7 %-os dúsítású kazettákra azért van szükség, mert a 2015-től a 12 hónapos kampányok (üzemanyag-átrakási ciklus) helyett fokozatosan vezetnek be a 15 hónapos kampányokat, ez pedig már csak a nagyobb dúsítású kazettákkal valósítható meg.

A pihentető medencékben olyan kazetták vannak, amelyek már üzemeltek, de valamilyen ok miatt nem kerültek kiszállításra a KKÁT-ba. Ezek az okok a következők lehetnek:

- Stratégiai tartalékot képeznek, azaz még üzemeltetésre alkalmasak. Jelenleg 146 darab ilyen kazettával rendelkezik a Paksi Atomerőmű.
- Olyan jellegű meghibásodása (pl.: inhermetikusság) van, amely miatt egyelőre még nem szállítható ki a KKÁT-ba. 2015.01.01-ig 3 darab inhermetikus kazetta keletkezett a Paksi Atomerőműben. Ezeknek a tárolásáról a későbbiekben még gondoskodni kell az 5.1.1.2 fejezetben ismertetettek szerint.
- Maradék hőtéljesítményük magas a KKÁT-ba történő kiszállításához, azaz a pihentetési idejük nem érte el:
 - az 1,6 %-os, a 2,4 %-os és a 3,6 %-os dúsítás esetén a 36 hónapot,
 - a 3,82 %-os és a 4,2 %-os dúsítás esetén a 42 hónapot és
 - a 4,7 %-os dúsítás esetén a 46 hónapot.

A Szovjetunióba, majd később az Oroszországi Föderációba visszaszállított kazetták három csoportba sorolhatók:

- 1989–1998 között a magyar-szovjet államközi szerződés (lásd 2. melléklet [1]) szerint visszaszállítottak 2331 darab kiégett kazettát úgy, hogy azok feldolgozása során képződő másodlagos radioaktív hulladék Oroszországban kerül végleges elhelyezésre.
- 2003-ban a 2. blokki 1. számú aknában végzett kazetta tisztítás során 30 darab üzemanyag kazetta megsérült. 2006-ban ennek a 30 darab sérült kazettának az üzemanyag részét, 44 darab T29-es és 24 darab T28-as típusú tokba tárolták be. 2014 nyarán a 30 darab betokozott sérült kazettát 4 darab TUK6-os konténerben visszaszállították az Oroszországi Föderációba.

- Az atomerőmű eddigi üzemideje során 5 darab friss kazetta került besugárzás nélkül visszaszállításra: három kazetta mechanikai, geometriai nem-megfelelőség miatt nem került felhasználásra, további két kazetta az időközben magasabb dúsításra való átállás következtében vált szükségtelemmé.

A fentiekben felsorolt, az Oroszországi Föderációba kiszállított kiégett, illetve friss üzemanyag kezeléséből Magyarország területére nem kerül vissza kezelendő radioaktív hulladék.

A KKÁT-ba, annak 1997-ben történő üzembe helyezésétől kezdve ütemesen történt a kiégett üzemanyag átszállítás átmeneti tárolása. 2015. január 1-ig összesen 8077 darab kazettát tároltak be.

4.1.2 A jövőben a Paksi Atomerőműben keletkező kiégett üzemanyag mennyiségének becslése

Hatósági engedély alapján 2015-től megkezdik a 15 hónapos kampányokra történő átállást. 2015-ben a 3. blokk, 2016-ban a 2. blokk, 2017-ben 4. blokk és 2018-ban az 1. blokk kap olyan üzemanyag töltetet, amely lehetővé teszi, hogy a kampány hossza 15 hónap legyen. Az üzemanyag felhasználás szempontjából ennek az a következménye, hogy a meglévő 4,2 %-os dúsítású kazetták felhasználása mellett, nagyobb (4,7 %-os) dúsítású kazetták alkalmazása is szükséges.

Az erőmű normál üzemvitele során keletkező kiégett üzemanyag-kazetták száma jól becsülhető. A 15 hónapos üzemanyag ciklusra történő áttérés következtében egy-egy átrakás alkalmával 102 darab friss üzemanyag kazetta kirakásával kell számolni, viszont ötévenként csak négy átrakásra kerül majd sor. Évenként és blokkonként így átlagosan 81,6 darab kiégett kazetta kerül kirakásra. A 12 hónapos átrakási ciklus esetén évente blokkonként 84 kiégett kazetta kirakására kerül sor. Összehasonlítva a jelenlegi 12 hónapos üzemanyag ciklussal, megállapítható, hogy hosszú távon az üzemanyag felhasználás és így a keletkezett kiégett kazetták száma csökkenni fog. A tervek szerint a – 15 hónapos kampány ütemezett bevezetését figyelembe véve – az üzemidő végéig további 6510 darab friss üzemanyag kazetta felhasználása becsülhető.

A kiégett kazetták elhelyezését vizsgálva, a jövőben gondoskodni kell a reaktorokban üzemelő 1396 darab és a pihentető medencékben lévő 1733 darab és a jövőben felhasználásra kerülő 6510 darab, azaz összesen 9639 darab kiégett kazetta elhelyezéséről.

4.2 A Budapesti Kutatóreaktorban képződő kiégett üzemanyag

A Budapesti Kutatóreaktor indulásakor (1959) EK-10 típusú, 10%-os dúsítású, majd az első felújítást követően VVR-M és VVR-M2 típusú 36% dúsítású üzemanyagot használt. Ezen

kiégett üzemanyagokat a 204/2008. (VIII. 19.) Korm. rendelettel kihirdetett egyezmény (lásd 2. melléklet [2]) alapján 2008-ban és 2013-ban elszállították a gyártó országába, az Oroszországi Föderációba, amelyhez az Amerikai Egyesült Államok Kormánya a 179/2008. (VII. 5.) Korm. rendelet (lásd 2. melléklet [2a]) alapján részbeni támogatást nyújtott. A kiszállított fűtőelem-kötegek mennyiségét és típusát a 11. táblázat mutatja.

11. táblázat: A Budapesti Kutatóreaktorból Oroszországba kiszállított kiégett fűtőelem típusa és mennyisége

dátum	kiégett fűtőelem típusa	dúsítás	mennyiség (db)
2008	EK-10	10%	82
	VVR-M	36%	1188
	VVR-M2	36%	216
2013	VVR-M2	36%	515

A Budapesti Kutatóreaktorban fel nem használt 36 %-os dúsítású fűtőelem-kötegek visszaszállítása Oroszországba 2009-ben történt légi úton. Ekkor 157 darab (20 darab VVR-M és 137 darab VVR-M2) fűtőelem-köteg kiszállítása történt meg.

Az üzemanyag kiszállítása olyan feltételekkel történt, hogy annak feldolgozásából semmilyen másodlagos hulladék nem kerül vissza Magyarországra. A Budapesti Kutatóreaktor jelenleg VVR-M2 típusú 19,75 %-os dúsítású üzemanyaggal üzemel. A 19,75 %-os dúsítású VVR-M2 üzemanyag átlagos kiégettsége 60 %-os, a kiégett fűtőelem-kötegek átlagos nehézfém tartalma 220 g (maradék ^{235}U tartalma 18-25 g).

A Budapesti Kutatóreaktor zónáját hármass és egyes fűtőelem-kötegekből alakítják ki, amelyek 190 pozíciót foglalnak el a zónában. A fűtőelem-kötegek öt, egyes kötegben számítva 38 darabból álló csoportba sorolhatók, a zónában töltött idő alapján. A zónarendezés során egy csoportot cserélnek, a többit a felhasználói igények, és a hatósági korlátok figyelembevételével, a szükséges kiégés eléréséhez megfelelő fluxust biztosító pozícióba rakják át.

Az üzemanyag felhasználása az üzemidő függvénye. A korábbi intenzív üzemeltetés esetében átlagosan 70 darab fűtőelem-köteg cseréjére került sor évente. A jelenlegi felhasználási szinten ez 38 fűtőelem-köteg évente, a tervezett 12 ciklusos üzem esetében 45 fűtőelem-köteg/év lehet.

A Budapesti Kutatóreaktor jelenleg 462 fűtőelem-köteggel rendelkezik, ebből 76 kiégett, 190 a reaktorban van, 196 pedig felhasználásra vár. A referenciaként meghatározott leállítási időpontig (2023-ig) összesen 642 darab kiégett fűtőelem-köteg keletkezésével kell számolni, melynek a nehézfém tömege 141,24 kg.

4.3 Az Oktatóreaktorban képződő kiégett üzemanyag

A BME Oktatóreaktora 1971 óta üzemel. Az Oktatóreaktor könnyűvíz moderálású, medence típusú reaktor, jelenlegi engedélyezett maximális hőteljesítménye 100 kW. Aktív zónájában 24 darab 10 %-os dúsítású EK-10 típusú fűtőelem-köteg található, 30 kg urán össztömeggel.

Az üzembe helyezés előtt az aktív zónába helyezett üzemanyag jelenleg is az aktív zónában található, azaz üzemanyagcserét még nem hajtottak végre a reaktoron. Az 1980-as teljesítményemelés során az eredeti kazetták mellé egy friss üzemanyag-kazettát helyeztek a zónába. Az Oktatóreaktor üzemeltetését a jövőben is ezzel az üzemanyaggal folytatják. Ennek megfelelően a végleges leállítást megelőzően várhatóan nem keletkezik kiégett üzemanyag.

A végleges leállítás időpontjában a fentiekkel összhangban 24 darab EK-10 típusú kiégett fűtőelem-köteggel kell számolni. Ezek kiégési szintje igen alacsony lesz (1% vagy az alatti ^{235}U fogyással számolnak).

Az 1980-as években a BME Nukleáris Technikai Intézet jogelődje – tartalék üzemanyag céljából – az akkori Csehszlovákiától 28 darab EK-10-es fűtőelem-köteget vásárolt, melyeket 1970-1975 között a SKODA művek kritikus rendszerében (maximális teljesítménye 100 watt volt) használtak. E kazettákat jelenleg besugárzott, de nem kiégett üzemanyagként tartják nyilván.

A végleges leállításnál – referencia esetben (lásd 3.2.1 fejezet) –, 2027-ben az Oktatóreaktor épületében tárolt kis mértékben besugárzott üzemanyag (28 fűtőelem-köteg) is kiégettnek fog számítani, hiszen üzemideje során már töltött időt, láncreakciót lehetővé tevő kritikus rendszerben. E fűtőelem-kötegek kiégése rendkívül kicsi, csekély felületi dózisteljesítményük miatt manuálisan kezelhetők.

A reaktorban üzemelő 24 darab fűtőelem-köteg, illetve a tartalékot jelentő 28 darab besugárzott kazetta mellett az Oktatóreaktor rendelkezik még 4 kazettának megfelelő mennyiségű friss üzemanyaggal is.

4.4 Az új atomerőművi blokkokban képződő kiégett üzemanyag

Az új reaktorok aktív zónája 163 darab üzemanyag kazettából fog állni. Egy-egy kazetta 312 darab üzemanyagpálcából, 18 darab szabályzórud-vezetőcsőből és 1 darab detektor vezetőcsőből fog állni. A pálcák dúsítása 4,37-4,93% között mozog. A kazetták profilírozástól függően 6-27 darab kiégő méreggel rendelkező pálcát tartalmaznak. Ezek a pálcák 5-8%-nyi gadolíniumot tartalmaznak. A zóna fölött 121 darab szabályzórud-köteg található.

Az új atomerőművi blokkok a kezdeti két 12 hónapos kampány után átállnak a 18 hónapos átrakási ciklusokra. Ez utóbbi esetben kampányonként 72-73 darab kiégett üzemanyag-kazettát vesznek ki egy reaktorból. Ez másfél évente 144-146 kazettát jelent a két blokkra. Az üzemanyag-kazetták a 12. táblázatban található paraméterekkel rendelkeznek majd.

12. táblázat: Az új reaktorokban felhasznált üzemanyag-kazetta (TVS-2006) várható jellemzői

Kazettát jellemző paraméter	Értéke
Kazetta teljes tömege (kg)	750
UO ₂ tömege a kazettában (kg)	534
Kazetta teljes hossza (mm)	4570
Kazetta aktív hossza (mm)	3730
Maximális kulcsméret (mm)	235
Üzemanyag-pálcák száma a kazettában	312
Átlagos dúsítás (U ²³⁵ m/m%)	4,85%
Átlagos kiégés (GWd/tU)	55

A kazetták kirakáskori kiégését az 55 MWnap/kgU érték burkolja. Ezen kazetták kiinduló urán tömegének jellemzően 1-2 %-át a plutónium, 0,1 %-át a másodlagos aktinidák, 5%-át a hasadási termékek és 93 %-át a visszamaradó urán teszi ki. Ez alapján egy kazetta megközelítőleg 8,9 kg plutóniumot, 0,5 kg másodlagos aktinidát, 438 kg uránt és hozzávetőlegesen 23,6 kg egyéb hasadási terméket fog tartalmazni. Fontos megjegyezni, hogy a fent bemutatott mennyiségek irányadó számok, előzetesen becsült értékek. Pontos mennyiségeket csupán a zónából való kirakás pillanatában lehet megadni, mert értéküket az üzemvitel nagymértékben befolyásolja. A plutónium és másodlagos aktinidák fajlagos tömegére vonatkozó meghatározást az Előzetes Biztonsági Jelentés alapján lehet majd először újra becsülni. A blokkok 60 éves életciklusának végére a két blokk vonatkozásában 6100 darab kiégett kazetta keletkezik.

4.5 A kiégett üzemanyag leltára

Magyarországon a kiégett üzemanyag döntő mennyisége a nukleáris alapú villamosenergia-termelés során keletkezik. Kis mennyiséget jelent a Budapesti Kutatóreaktor, valamint az Oktatóreaktor kiégett üzemanyaga. A kiégett üzemanyag leltárát a 13. táblázat foglalja össze, amely a jobb összehasonlíthatóság érdekében a nehézfém tömegeket is tartalmazza.

13. táblázat: A Magyarországon képződő kiégett üzemanyag összesített leltára

Kiégett üzemanyag forrása	Összesen képződő mennyiség	
	kazetta [db]	nehézfém tömeg [kg]
Paks 1-4 üzemeltetés	17 716	2 125 920
Paks 5-6 üzemeltetés	6 100	2 874 000
ÖSSZESEN:		4 999 920
Oktatóreaktor üzemeltetés	56	69
Kutatóreaktor üzemeltetés	1 092	240
ÖSSZESEN:		309

A táblázat adataiból látszik, hogy a Paksi Atomerőmű négy blokkjának 50 éves üzemidejét figyelembe véve $\sim 2130 t_{HM}$, az új atomerőművi blokkok 60 éves üzemidejét is figyelembe véve összesen közel 5000 t_{HM} kiégett üzemanyag képződésére kell felkészülni.

5 A kiégett üzemanyag kezelése

Az energetikai reaktorokban és az Oktató-, illetve Kutatóreaktorban keletkező kiégett üzemanyag mennyisége és kezelési stratégiája lényegesen eltér egymástól. Ezért ebben a fő fejezetben először az energetikai reaktorokban képződő üzemanyag kezelése – az átmeneti tárolás (5.1 fejezet), majd a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakasza (5.2 fejezet) – kerül bemutatásra, majd ezt követi az Oktató-, illetve Kutatóreaktorban képződő kiégett üzemanyag kezelési módjának ismertetése (5.3 fejezet).

5.1 Az energetikai reaktorok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása

Az átmeneti tárolás – annak ellenére, hogy nem tekinthető végleges megoldásnak – fontos eleme a kiégett üzemanyag kezelésére alkalmazott technológiai lépéssornak. Egyrészt több évtizedes kutatási és létesítési folyamat szükséges ahhoz, hogy Magyarországon vagy a kiégett üzemanyag, vagy az újrafeldolgozás során keletkező nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladék elhelyezéséhez elengedhetetlenül szükséges mélységi geológiai tároló megvalósuljon, amely ezen anyagok kezelésének végleges megoldását jelenti. Másrészt, különösen az energetikai reaktorok esetében, a kiégett üzemanyag bizonyos mértékű „hűlése” (a radioaktív bomlás miatti hőteljesítmény csökkenése) szükséges a következő technológiai lépések – legyen az akár szállítást követő végleges elhelyezés vagy reprocessálás – megvalósításához.

5.1.1 A Paksi Atomerőmű kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása

5.1.1.1 A Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolójának létesítése

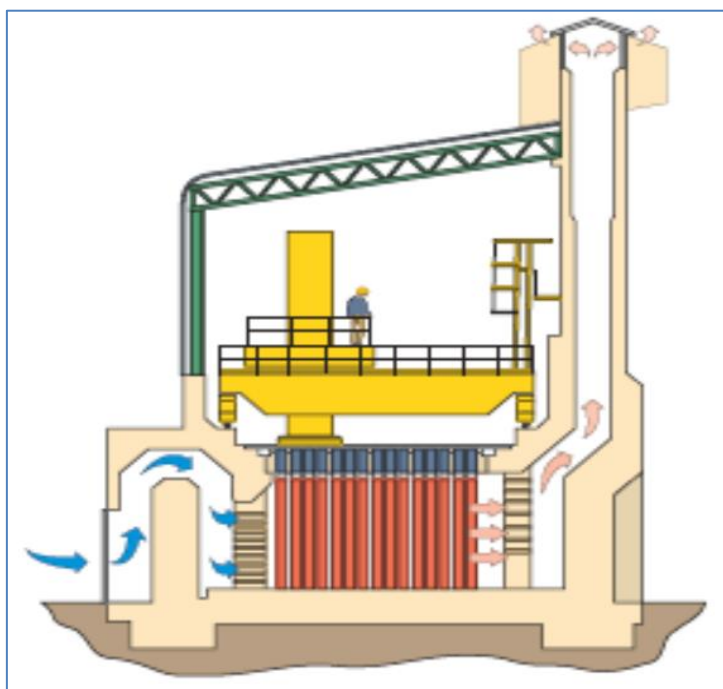
A Paksi Atomerőmű műszaki tervének elfogadásakor érvényes koncepció az 1970-es évek végén az volt, hogy az atomerőmű pihentető medencéiben tárolt kiégett üzemanyag-kazettákat 3 éves pihentetés után a Szovjetunió térítésmentesen visszafogadja és reprocessálja úgy, hogy a feldolgozás minden végterméke a Szovjetunióban marad. Az atomerőmű első blokkjának üzembe helyezését követően a visszaszállítási feltételeket a Szovjetunió többször módosította. A Paksi Atomerőmű a változó feltételeknek megfelelően 1989 és 1998 között összesen 2331 darab kiégett kazettát szállított vissza a Szovjetunióba (később az Oroszországi Föderációba).

Az atomerőmű üzemeltetésének kezdeti időszakában tehát csak a reaktorok mellett található pihentető medencék nyújtottak bizonyos mértékű tárolási lehetőséget, nagy kapacitással rendelkező, hosszabb időtávlatra (néhány évtizedes) megoldást biztosító átmeneti tároló nem létesült Magyarországon.

A visszaszállítás első éveiben az Európában, illetve a Szovjetunióban bekövetkezett politikai és gazdasági változások miatt felmerült, hogy a kiégett kazetták visszaszállításának gyakorlata az egyre szigorodó feltételek fenntartásával sem folytatható sokáig. Döntés született arról, hogy az Oroszországba történő kiégett üzemanyag visszaszállítás lehetőségének megtartása mellett valóságos hazai alternatívát kell előkészíteni. A kiégett üzemanyag átmeneti tárolását biztosító KKÁT létesítésére moduláris, kamrás, száraz tároló (Modular Vault Dry Storage: MVDS) típust választottak az atomerőmű szakemberei egy alapos, több szempontot is mérlegelő típusválasztási folyamat eredményeként.

A megfelelő engedélyek birtokában a KKÁT üzembe helyezése 1997-ben megtörtént és a kiégett üzemanyaggal történő feltöltése is megkezdődött. Ezek után a KKÁT folyamatos üzemeltetése párhuzamosan zajlott a bővítésével és ez a tevékenység ma is folyamatban van.

A KKÁT földfelszíni épület, amelyben a fűtőelemeket egyenként, függőleges helyzetű, vastag falú, hermetikusan zárt acélcsövekben helyezik el. A csövek betonfalakkal körülvett kamrákban állnak. A tárolócsövek körüli betonkamra a sugárzás ellen megfelelő árnyékolást biztosít.

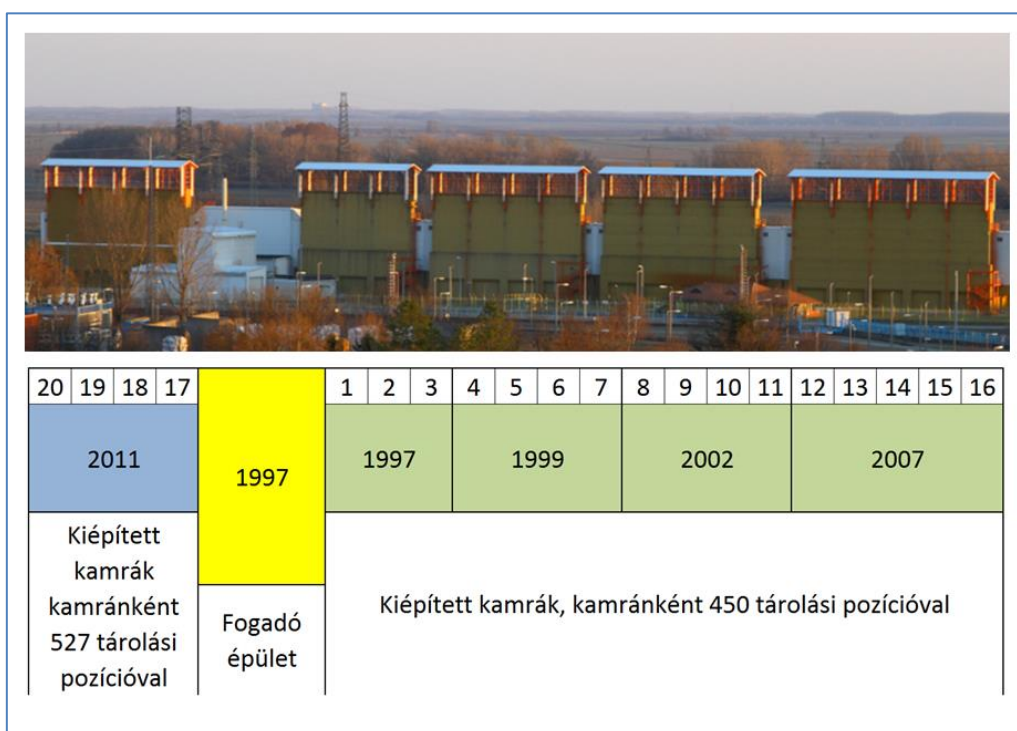


6. ábra: A KKÁT passzív hűtési rendszere

A tárolás száraz körülmények között történik, a termelődő maradék hő pedig a természetes huzathatáson alapuló hűtési rendszer szállítja el (lásd 6. ábra). Így elektromos vagy más

műszaki hiba következtében sem kell tartani a hűtés megszűnésétől. A hűtőlevegő a tárolócsövek között áramlik, ezért a kazettákkal közvetlenül nem érintkezhet. A tárolócsövekben semleges (nitrogén) gázkörnyezetet biztosítanak, így a pálcák burkolatának korróziója elhanyagolható.

A létesítmény kezdeti kialakításában (1-16. kamrák) egy kamra 450 tárolási pozíciót (tárolócsövet) tartalmazott. A 17. kamrától kezdve – sűrített tárolócső kiosztás megvalósításával – egy kamrában 527 tárolási pozíció került kialakításra. Így a létesítmény jelenlegi 20 kamrát tartalmazó kiépítése összesen 9308 kiégett kazetta tárolására nyújt lehetőséget.



7. ábra: A KKÁT jelenlegi kiépítése

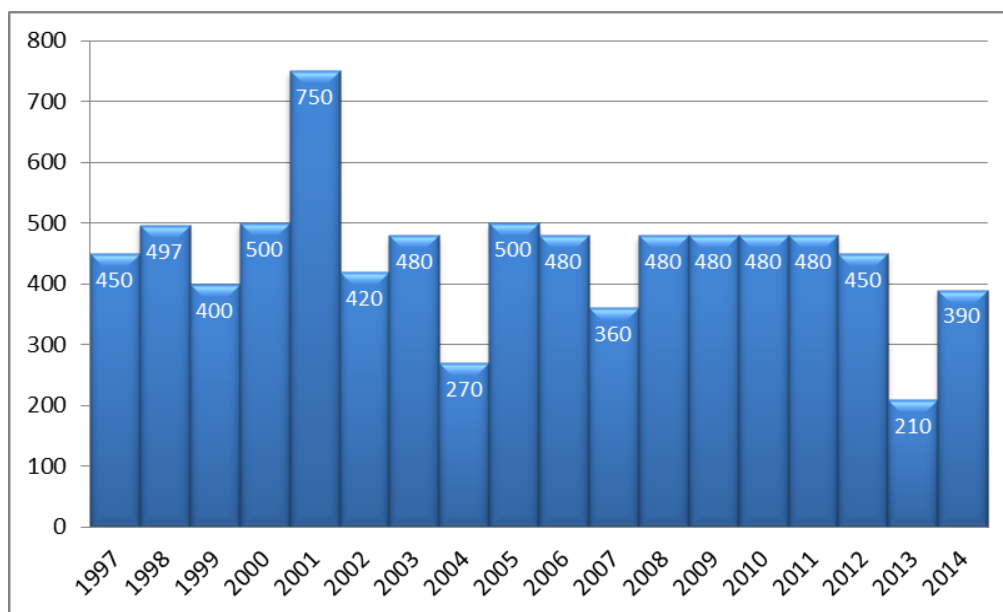
A KKÁT létesítése és üzembe helyezése modulárisan, a kiégett üzemanyag kiszállítási ütemének megfelelően valósítható meg. Az eddigi kiépítésben az egyes létesítési fázisokhoz tartozó modulok három, négy, illetve öt kamrát tartalmaztak, amelyet a 7. ábra szemléltet.

5.1.1.2 A Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolójának üzemeltetése

A kiégett kazettákat több éves (átlagosan 5-6 év) hűtés után szállítják át az atomerőmű pihentető medencéiből a KKÁT-ba vizes körülmények között ún. C-30-as konténerben, amely egyszerre 30 kiégett kazettát képes befogadni. A kazettákat egyesével – a vízzel töltött C-30-as konténerből történő kiemelés után – forró levegővel kiszárítják. A szárítás után a kazettát beemelik a szárítócsőből az átrakógépbe, amely azt a megfelelő tárolócsőhöz viszi, majd berakja abba. Az átrakógép egy zárt téren belül üzemel a tárolócsövek felett, amelyet betöltő

csarnoknak neveznek. Lezárás előtt a tárolócsövet vákuumozzák, majd feltöltik nitrogénnel, inert gázkörnyezetet biztosítva a kiégett kazetták átmeneti tárolásához.

A létesítményben 2015.01.01-jén 8 077 darab kiégett kazettát tároltak. A kiégett üzemanyag beszállításának évenkénti bontását a 8. ábra mutatja.



8. ábra: A KKÁT-ba eddig beszállított kiégett üzemanyag mennyisége (darab) éves bontásban

A KKÁT üzemeltetése során nagyon kis mennyiségben (átlagosan évi 4-5 m³) keletkeznek kis és közepes aktivitású hulladékok, amelyek elsősorban szűrőbetétek, tisztítóeszközök, dekontamináló eszközök, illetve védőruhák. Ezen hulladékokat az előírt program szerinti minősítés után átszállítják az atomerőmű hulladékkezelő rendszerébe, így későbbiekben az atomerőműben képződött hulladékok részeként kerülnek nyilvántartásba.

A nukleáris létesítményekre vonatkozóan a hatályos jogszabályok 10 éves gyakorisággal előírják az Időszakos Biztonsági Felülvizsgálat elvégzését. Ehhez a periódushoz igazodik a létesítmények üzemeltetési engedélye, mely a KKÁT esetében 2018. november 30-ig érvényes. A KKÁT-ra vonatkozó Időszakos Biztonsági Felülvizsgálatot úgy kell majd elvégezni, hogy annak eredményeit bemutató dokumentációt és időszakos biztonsági jelentést 2017. november 30-ig be kell nyújtani az atomenergia felügyeleti szervhez jóváhagyásra.

Elkészült egy műszaki koncepcióterv arról, hogy milyen módon lehetséges a kimutatható mértékű inhermetikussággal rendelkező, ún. speciális tárolási igényű kiégett kazettákat a KKÁT-ba betárolni. E koncepció mentén el kell majd készíteni a részletes műszaki terveket, megalapozó számításokat, és ezek alapján el kell indítani az engedélyek szükséges módosítását. Ezt követően lesz majd lehetőség a létesítményben a szükséges műszaki átalakítások végrehajtására.

5.1.1.3 A KKÁT továbbépítésének mérföldkövei

A KKÁT további bővítését a korábbiakban ismertetett gyakorlat szerint, a keletkező kiégett üzemanyag kiszállítási üteméhez igazodóan, modulárisan tervezik. Jelenleg folyamatban van a 21-24 kamrákat tartalmazó új modul létesítése, amelyet a tervek szerint 2017-ben fejeznek be.

A létesítési tevékenységgel párhuzamosan elkezdődött egy munka, amely a KKÁT kapacitásának további növelését célozza. Elkészültek azok a műszaki tervek és megalapozó biztonsági számítások, melyek igazolják a tárolócsövek sűrítésének megvalósíthatóságát, amellyel elérhető, hogy a 25. kamrától kezdődően egy kamrában akár 703 kiégett kazetta is betárolható lesz. Az elkészülő dokumentációk alapján 2016 végéig lefolytathatóak a szükséges engedélyezési eljárások, melyek lehetővé teszik a KKÁT új koncepció szerinti bővítését.

A Paksi Atomerőmű kiégett üzemanyagának átmeneti tárolását konzervatívan még a jelenlegi engedélyekkel összhangban, a kamránként 527 tárolási pozíciót biztosító műszaki megoldással tervezzük. Ennek a koncepciónak az időütemezése és költségbecslése képezi az atomerőmű Alapba történő befizetésének bázisát. A Paksi Atomerőmű kiégett üzemanyag kiszállítási ütemét figyelembe véve az egyes modulok kivitelezési ütemtervét a 14. táblázat tartalmazza.

14. táblázat: A KKÁT moduláris bővítésének ütemezése

Létesítményrész	Létesítés befejezése	Összes tárolási pozíciók száma (db)
21-24. kamrák	2017	11 416
25-28. kamrák	2024	13 524
29-32. kamrák	2029	15 632
33-36. kamrák	2035	17 740

A Paksi Atomerőmű 4 blokkjának – 20 éves üzemidő hosszabbítást is magába foglaló – teljes 50 éves üzemideje alatt keletkező, Magyarországon tárolásra kerülő, kiégett üzemanyag mennyisége 17 716 darab kazetta, amely a jelenleg engedélyezett tárolási koncepció szerint a létesítmény 36 kamrát tartalmazó kiépítésében fér el. Amennyiben a kamrák tárolási kapacitásának 703-ra történő megnövelése a 25. kamrától kezdődően engedélyezésre kerül, akkor 33 kamrás kiépítéssel biztosítható ugyanennek a kiégett üzemanyag mennyiségnek az átmeneti tárolása. A sűrített tárolócső-kiosztással azonos biztonsági színvonalon egy költséghatékonyabb átmeneti tárolási mód valósítható meg.

Abban az esetben, ha a jövőben olyan döntés születik a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára (lásd 5.2.1 fejezet), amely a Paksi Atomerőmű kiégett üzemanyagának reprocesszálását irányozza elő a tároló teljes kiépítésének befejezése előtt, akkor a moduláris kialakítás miatt lehetőség van arra, hogy az utolsó modult vagy modulokat ne építsék meg.

5.1.2 Az új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolási lehetőségei

A két új atomerőművi blokk kereskedelmi üzembe állása 2025-ben, illetve 2026-ban várható. Az első blokk indulása után, az első 12 hónapos kampány leteltét követően kell az első adag kiégett kazettát a reaktorból kiemelni és a pihentető medencébe áthelyezni. A kiégett fűtőelem-kötegeket a pihentető medencében 5-10 évig hűtik. Az először kiemelt kazetták pihentető medencés tárolása 2031-2036 körül fejeződik be, ez után átmeneti tárolóban kell az elhelyezésükről gondoskodni.

A kiégett kazetták átmeneti tárolását az új blokkok üzemanyaga esetén is biztosítani kell. Egyrészt, mert a végleges megoldást nyújtó mélységi geológiai tároló Magyarországon közel 30 évvel az első kiégett kazetták pihentetésének vége után fog rendelkezésre állni. Másrészt, mert a kiégett üzemanyagban jelenlévő radioaktív izotópok bomlásából származó hőtermelés mértéke miatt, még több évtizedig szükséges az üzemanyag átmeneti tárolása, hogy a végleges elhelyezés hőfejlődésre vonatkozó műszaki korlátai betarthatóak legyenek. Az átmeneti tárolás szükséges időtartamát és a hőfejlődésre vonatkozó korlátot a kiégett üzemanyag és elhelyezési rendszer jellemzőit figyelembe véve kell majd pontosítani.

Amennyiben az új blokkok üzeme alatt sor kerül újrahasznosított üzemanyag alkalmazására (a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó elemzéseket lásd az 5.2 fejezetben), akkor az átmeneti tárolóban biztosítani kell a kiégett újrahasznosított üzemanyag (pl.: kiégett MOX vagy REMIX) átmeneti tárolhatóságát.

Az átmeneti tárolás megvalósulhat a kiégett üzemanyag befogadására engedélyezett hazai, illetve külföldi tárolóban. A Magyarországon történő átmeneti tárolás feltételei adottak lehetnek, az új blokkok telephelyének a tervrajzán szerepel az átmeneti tároló helye. Fontos, hogy a környezeti hatástanulmány is az új átmeneti tároló felépítésével együtt vizsgálja a telephely környezeti hatásait. A magyarországi tárolás esetén figyelembe kell majd venni a tároló felépítésének és üzemeltetésének a költségeit, valamint meghatározó az átmeneti tárolás időtartama is.

Külföldi átmeneti tárolás esetén annak feltételeit a felek tárgyalásai során szükséges rögzíteni. A 2014. évi II. törvénnyel kihirdetett magyar-orsz kormányközi Egyezmény keretén belül lehetőség van az oroszországi átmeneti tárolásra is. A konstrukcióval kínált árat az itthoni tárolás költségével összehasonlítva kell eldönteni, hogy melyik opció szolgálja jobban a magyar fél érdekeit.

Az opciók közötti döntést úgy kell meghozni, hogy az első töltet pihentető medencéből való kikerülésének idejére az rendelkezésre álljon, bármelyikre essen is a választás. Ezt az időpontot a hazai átmeneti tároláshoz szükséges engedélyek beszerzése és az építkezés határozza meg, így várhatóan az új blokkok indulásának idején válik esedékessé.

5.2 Nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakasza az energetikai reaktorok esetében

A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozóan ma a nemzetközi gyakorlatban alapvetően két elképzelés létezik: a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezése (nyílt üzemanyagciklus), illetve valamilyen mértékű újrafeldolgozás (reprocessálás).

Nyílt üzemanyagciklus esetében a kiégett üzemanyagot a szükséges pihentetési időt követően közvetlenül, bármilyen további feldolgozás nélkül speciális hermetikus konténerekben véglegesen helyezik el egy erre a célra kialakított mélységi geológiai tárolóban.

A nyílt üzemanyagciklus legfontosabb előnye, hogy nem igényel bonyolult technológiai műveleteket, így azonban nem hasznosul a kiégett üzemanyagban lévő, nem elhanyagolható mennyiségű hasadóanyag.

A feldolgozás nélkül elhelyezett kiégett kazetták ebben az esetben nagy aktivitású radioaktív hulladéknak minősülnek, amelyek a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékokhoz képest számottevő hőtermeléssel rendelkeznek.

A jelenleg már ipari méretekben folytatott részleges újrafeldolgozás során a további energiatermelésre alkalmas urán és plutónium izotópokat elválasztják, és a feldolgozás melléktermékeként nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladék marad vissza, amely azonban jelentősen kisebb térfogatú, mint a feldolgozás előtti kiégett üzemanyag. A hulladékot a kiégett üzemanyaghoz hasonlóan, mélységi geológiai tárolóban kell véglegesen elhelyezni, ugyanakkor a hulladékcsomag kialakítása, izotópösszetétele, hulladékformája, hőtermelésének mértéke jelentősen eltér a kiégett üzemanyagétól, így a feldolgozott hulladék tárolására létesített mélységi geológiai tároló mérete számottevően kisebb lehet.

A feldolgozás során elválasztott plutóniumból és uránból újra üzemanyagot lehet előállítani, amely lehet részben vagy teljesen újrafeldolgozott urán dúsításával készült ún. ERU (Enriched Reprocessed Uranium), illetve plutóniumot is tartalmazó MOX üzemanyag, ezek újrahasznosítása alkalmas energetikai reaktorokban megtörténhet.

A feldolgozás megvalósulhat az urán és plutónium újrahasznosítása nélkül is, de ekkor a feldolgozást végző országgal meg kell állapodni a hasadóanyagok értékesítésének, más célú felhasználásának vagy tárolásának módjáról, feltételeiről.

A kiégett üzemanyag feldolgozása ma már bevált, ipari szinten megvalósított gyakorlat, de igen komplex technológia, és ebből adódóan csak néhány ország rendelkezik vele. Reprocessáló üzem – gazdasági és technikai megfontolások alapján – csak nemzetközi összefogásban, illetve olyan országban érdemes létrehozni, amely jelentős nukleáris iparral rendelkezik, ezért ha Magyarországon igény merül fel a kiégett üzemanyag újrafeldolgozására, akkor azt külföldön kell elvégeztetni.

A jelenleg alkalmazott reprocessálási eljárásban az első feldolgozásból eredő hasadóanyagot tartalmazó fűtőelemekből azok kiégését követően – a reaktorban történő újbóli felhasználás reaktorfizikai és műszaki nehézségei miatt – másodszor már nem nyerik ki a maradék hasadóanyagot, azaz az üzemanyag visszaforgatása tisztán vízhűtésű reaktorokat tartalmazó

atomerőmű rendszerben nem lehet teljes. Ezért ez az üzemanyagciklus tulajdonképpen csak részben tekinthető zártnak.

Folyamatban van egy olyan technológia kialakításának előkészítése, mely azon alapszik, hogy a reprocessálás során elválasztott hasadóképes urán és plutónium izotópokból, valamint kis mennyiségű magasabban dúsított uránból ún. REMIX (REgenerated MIXture of uranium and plutonium oxides) üzemanyagot állítanak elő. Ennek az üzemanyagnak az előnyei, hogy az előzetes tervek alapján az aktív zóna teljes egészében kirakható lesz REMIX üzemanyaggal és alkalmas lehet a többszörös újrahasznosításra is.

Kutatási szakaszban van a kiégett üzemanyag fejlettebb feldolgozási technológiájának kialakítása, amely a várakozások szerint az urán és a plutónium mellett a másodlagos aktinidák (neptúnium, amerícium, kúrium) többszörös újrahasznosítását is biztosítani tudja majd. Ehhez szükséges az, hogy az uránon és plutóniumon kívül a többi (másodlagos) aktinida különválasztására is sor kerüljön. Az üzemanyagciklus zárása az urán, plutónium és az egyéb aktinidák teljes újrahasznosításával valósulhat meg. Ez a cél intenzív, ma is folyó kutatások alapján előreláthatólag a 21. század második felében válhat ipari léptékben elérhetővé, valószínűleg negyedik generációs reaktorok alkalmazása révén.

5.2.1 Az üzemelő energetikai reaktorok nukleárisüzemanyag-ciklusának záró szakasza

5.2.1.1 A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó elvi lehetőségek

A Paksi Atomerőmű jelenleg üzemelő négy blokkjában keletkező kiégett üzemanyag kezelésére vonatkozó magyar stratégia a következő alapvető lehetőségekkel számolhat:

- A. A kiégett üzemanyag átmeneti tárolása és ezt követő végleges elhelyezése (közvetlen elhelyezés.)
- B. A kiégett üzemanyag feldolgozása külföldön, majd a keletkező radioaktív hulladékok végleges elhelyezése Magyarországon épülő mélységi geológiai tárolóban (reprocessálás).
- C. A kiégett üzemanyag feldolgozása és a másodlagos aktinidák kivonása külföldön, majd a keletkező radioaktív hulladékok végleges elhelyezése Magyarországon épülő mélységi geológiai tárolóban (továbbfejlesztett reprocessálás).

Az alábbiakban a három alternatíva fő vonásai kerülnek bemutatásra.

A. A kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezése.

Ez az alternatíva a 6.3 fejezetben bemutatásra kerülő, a nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladékok kezelésére vonatkozó programrész jelenlegi tervezési alapja, amelyet a korábbi években és jelenleg is a 11. fejezetben bemutatásra kerülő költségbecslés és finanszírozási rendszer ún. referencia forgatókönyveként alkalmaznak. Amennyiben a nukleárisüzemanyag-ciklus zárására ez a változat kerül kiválasztásra, akkor a kiégett

üzemanyagot a meghosszabbított üzemidejű átmeneti tárolóban történő tárolást követően a tervezetten 2064-től üzemelő mélységi geológiai tárolóban közvetlenül helyezik el.

Jelenleg nem látszik reálisan megvalósíthatónak, hogy a kiégett fűtőelemek közvetlen elhelyezése regionálisan vagy egy idegen országban történjék meg, ezért csak Magyarországra tervezett mélységi geológiai tároló kialakítása jöhet számításba. A regionális tároló létesítését nem műszaki indokok akadályozzák, hanem a politikai döntéshozatallal és a más országból érkező radioaktív hulladék végleges elhelyezésének társadalmi elfogadásával kapcsolatban merülnek fel napjainkban nehezen megoldhatónak tűnő problémák.

B. A kiégett üzemanyag reproprocesszálása

A kiégett üzemanyagot néhány évnyi atomerőművön belüli pihentetés után (azaz akár átmeneti tárolás nélkül is) fel lehet dolgozni. Jelenleg az üzemelő átmeneti tárolóban tárolt, több évet pihentetett üzemanyag minden további nélkül alkalmas kémiai feldolgozásra.

Ma ipari méretekben az ún. PUREX (Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction) eljárást használják, amelynek során a kiégett kazettákat feldarabolják, elkülönítik a fém szerkezeti anyagokat, majd a kiégett üzemanyagot salétromsavban feloldják. Az oldatból kivonják a plutóniumot és az uránt, minden más radioaktív hulladék lesz (benne az egyéb aktinidákkal és a hasadási termékekkel), amelyet üvegesítenek. A reproprocesszálás során keletkező anyagáramok további sorsával érdemes külön foglalkozni.

Az elválasztott uránból és plutóniumból, a korábbiakban ismertettek szerint, ERU és MOX (illetve a jövőben várhatóan REMIX) üzemanyagot lehet előállítani, ezek felhasználása három módon lehetséges. Egyrészt a Paksi Atomerőmű reaktorai a kiégett üzemanyag feldolgozásából származó MOX üzemanyaggal jelenleg – engedély és bizonyos műszaki megoldások hiányában – nem működtethetőek, és a hátralévő 20 éves üzemidő alatt nem várható a szükséges átalakítások megtérülése, ezért a Paksi Atomerőmű jelenlegi négy VVER-440 típusú reaktorában az elválasztott urán és plutónium újrahasznosítása nem valószínű. Másrészt felmerülhet az urán és plutónium újrahasznosítása az új atomerőművi blokkokban, amelyet az 5.2.1.3 fejezet tárgyal részletesebben. Harmadik lehetőség olyan szerződéses konstrukció kialakítása, amelynek keretében az elválasztott hasadóanyagokat értékesítik, így újrahasznosításuk külföldön történhet meg.

Ha a jelenleg üzemelő négy paksi blokk végleges leállításáig keletkező összes kiégett üzemanyagát feldolgoznák, akkor mintegy 500 tonna üvegesített nagy aktivitású hulladék keletkezne. Ennek elhelyezése ugyanolyan, bár lényegesen kisebb méretű mélységi geológiai tárolóban lehetséges, mint a kiégett fűtőelemeké. Ez magyarázza, hogy már az üzemanyagciklus záró szakaszára vonatkozó végleges döntést is megelőzve, a 6.3 fejezet szerinti ütemezés alapján lehet végrehajtani a nagy aktivitású radioaktív hulladék tárolására alkalmas mélységi geológiai tároló telephelyének kijelölését, vizsgálatát, majd a későbbiekben a létesítés előkészítését.

A Paksi Atomerőmű VVER-440 típusú reaktoraiban használt üzemanyagnak a feldolgozása jelenlegi információk szerint két üzemben lenne lehetséges; ezek egyike a franciaországi La Hague-ban található üzem, a másik az oroszországi Mayak-üzem. A feldolgozási hely

kiválasztásához, a biztonsági és üzleti szempontokon túlmenően azt is vizsgálni kell, hogy milyen az egyes üzemek tervezett élettartama, illetve az üzemeltetőjük hogyan tervezi azok fejlesztését. Tekintettel arra, hogy VVER-440 üzemanyag feldolgozására vonatkozó szolgáltatásra viszonylag korlátozott az igény, ezért arra is fel kell készülni, hogy esetleg nem áll majd rendelkezésre feldolgozási kapacitás a blokkok üzemidejének végéig.

Fontos szempont lehet az is, hogy az egyes üzemek a feldolgozást követően milyen hosszú időtartamra vállalják az üvegesített nagy aktivitású hulladék ideiglenes tárolását. Amennyiben a feldolgozás után rövid idővel szükséges visszaszállítani a radioaktív hulladékot, akkor vagy megelőzően hosszabb hazai átmeneti tárolást és késleltetett feldolgoztatást kell előnyben részesíteni a kiégett üzemanyagra vonatkozóan, vagy gondoskodni kell az üvegesített nagy aktivitású hulladék hazai ideiglenes tárolásáról egy új átmeneti tároló kialakításával (esetleg a meglévő KKÁT üvegesített nagy aktivitású hulladék befogadására történő átalakításával).

C. A kiégett üzemanyag továbbfejlesztett reprocesszálása

Ez az alternatíva látszólag csak abban különbözik a B pontban tárgyalttól, hogy a reprocesszálás során fejlettebb technológiát alkalmaznak. E – ma még csak laboratóriumi méretekben létező – technológia lehetővé teszi az uránon és a plutóniumon kívüli egyéb, ún. másodlagos aktinidák kivonását is a kiégett üzemanyagból, akár az urántól és a plutóniumtól szétválasztva, akár a plutóniummal együtt (ez utóbbi jelentősen csökkentené a reprocesszálás proliferációs veszélyét). A visszamaradó nagy aktivitású hulladékot ugyanúgy üvegesítik, mint az előző esetben, azonban e hulladék aktivitása és radiotoxicitása lényegesen kisebb.

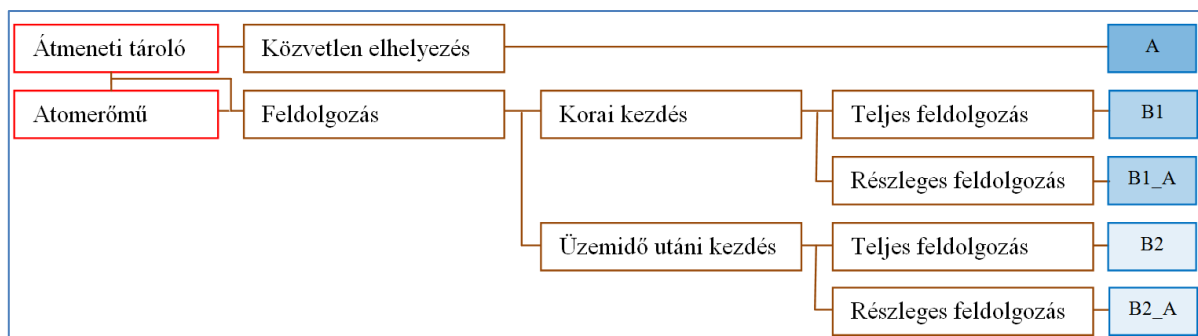
Ez a sok szempontból nagyon kedvező eset csak akkor jelenthet valós megoldást, ha a jelen program által rögzített döntési, elágazási pontok bekövetkezése előtt Magyarország számára szolgáltatásként igénybe vehetővé válik ez a technológia. Erre vonatkozóan megbízható becslést most nem lehet tenni, így ezt a stratégiai lehetőséget egyelőre nem lehet realitásként kezelni, hanem csupán a vonatkozó kutatás-fejlesztési feladatok meghatározása során a 8.2 fejezetben kerül figyelembe vételre.

5.2.1.2 Az üzemelő blokkok nukleárisüzemanyag-ciklus zárására vonatkozó stratégiai forgatókönyvek

A kiégett üzemanyag végleges kezelésének tehát két alapvető, jelenleg programozható módja a közvetlen elhelyezés (A. forgatókönyv) és a feldolgozás (B. forgatókönyv). A C forgatókönyvvvel leírt stratégiai verzió olyan mértékben bizonytalan, hogy az jelenleg a nemzeti program számára még nem rögzíthető. Tekintettel arra, hogy műszaki, gazdasági vagy egyéb szempontok miatt a teljes üzemanyag-mennyiség feldolgozása esetleg nem történik meg, a programban kezelni kell egy a B. és A. verziók elemeiből összeállított „kevert” forgatókönyvet is.

Az előző pontokban ismertetett stratégiai megfontolások alapján, és a nemzeti program többi eleme által szabott peremfeltételek mellett a jelenleg üzemelő reaktorok

nukleárisüzemanyag-ciklusának záró szakaszára vonatkozó forgatókönyvek a 9. ábrán bemutatott logikai rendszerben képzelhetők el.



9. ábra: Az üzemelő blokkok nukleárisüzemanyag-ciklus zárására vonatkozó forgatókönyvek

A. A kiégett üzemanyag átmeneti tárolása és ezt követő végleges elhelyezése

Ebben az esetben elágazásokat, döntési csomópontokat nem tartalmazó időütemezés szerinti feladatokat kell végrehajtani a kiégett üzemanyag KKÁT-ban történő átmeneti tárolásával és utána a hazai mélységi geológiai tárolóban végleges elhelyezésével kapcsolatban. Ezt tekintjük a Paksi Atomerőműre vonatkozó referencia esetnek, ez képezi az Alapba történő befizetés számításának bázisát.

B1. A kiégett üzemanyag korai feldolgozása külföldön, a reprocesszáltatás során keletkező üvegesített radioaktív hulladékok ideiglenes tárolását követő végleges elhelyezése Magyarországon.

A feldolgozás korai kezdése egyrészt lehetővé teszi, hogy a KKÁT folyamatos bővítése a döntést követő rövid időn belül (az éppen épülő modulok befejezését követően) leálljon. A feldolgozásra történő kiszállítás a KKÁT korábban üzembe helyezett és feltöltött moduljait felszabadítja, így a hátralevő üzemidő alatt azokba a modulokba hajtható végre a betárolás. Minél korábban születik meg a korai feldolgozásra vonatkozó döntés, annál több modul megépítése válik szükséglettelenné.

A mélységi geológiai tároló üzembe állításának időpontjához képest korán meginduló feldolgozás viszont azt eredményezi, hogy a feldolgozott, üvegesített nagy aktivitású hulladék jelentős részének átmeneti tárolását viszonylag hosszú ideig kell megoldani a feldolgozás helyén vagy Magyarországon. Az üvegesített nagy aktivitású hulladékok befogadására alkalmas átmeneti tároló jóval kompaktabb és egyszerűbb, mint azok, amelyek a kiégett üzemanyag átmeneti tárolására szolgálnak.

A forgatókönyv két alváltozatot tartalmazhat annak függvényében, hogy a Paksi Atomerőmű összes kiégett üzemanyagát teljes mennyiségben feldolgozzák-e vagy a feldolgozás mértéke csak részleges (A jelzésű aleset). Részleges feldolgozás esetén a feldolgozatlan üzemanyagot tokozást követően közvetlenül kell elhelyezni a mélységi geológiai tároló ilyen célra

kialakított kamráiban. Az eltérő tulajdonságú hulladéksomagokra, eltérő műszaki megoldású kamrákat építeni a mélységi geológiai tárolóban műszakilag nem látszik célszerűnek. A részleges feldolgozás gazdasági és műszaki szempontokból feltehetően nem lesz majd indokolható.

Az esetleges reprocessálásra vonatkozó döntési csomópontig egy, az új blokkok üzemanyagciklusának záró szakaszára vonatkozó terveket is figyelembe vevő, részletes, összehasonlító biztonsági, műszaki, gazdasági elemzés segítségével értékelni kell a feldolgozási opciót megvalósíthatóságát. Vizsgálni kell, hogy biztosítható-e a teljes keletkező üzemanyag mennyiség feldolgozása. Meg kell határozni, hogy milyen mértékű költségcsökkenés várható az átmeneti tárolásban és a mélységi geológiai tároló kialakításában, valamint a feldolgozás során kinyert urán és plutónium hasznosításával. Meg kell határozni a feldolgozási hulladék – végleges elhelyezést megelőző – átmeneti tárolásának várható költségeit. Amennyiben ezek eredőjeként a feldolgozás gazdaságosabbnak bizonyul, akkor a feldolgozási lehetőségek rendelkezésre állása alapján dönteni kell, hogy a feldolgozás megkezdésére milyen időpontban kerüljön sor.

B2. A kiégett üzemanyag feldolgozása külföldön a blokkok üzemén kívül helyezését követően, a reprocesszáltatás során keletkező üvegesített nagy aktivitású hulladék végleges elhelyezése Magyarországon.

A feldolgozás késői megkezdése szükségessé teszi a KKÁT új modulokkal való folyamatos bővítését. A mélységi geológiai tároló üzembe állításának időpontjához alkalmazkodó feldolgozás viszont azt eredményezheti, hogy a feldolgozott üvegesített nagy aktivitású radioaktív hulladék hosszabb átmeneti tárolás nélkül a feldolgozás helyéről közvetlenül a végleges tárolóba lesz szállítható, bár ennek igazolására részletes – a befogadó közet és az elhelyezési rendszer jellemzőit figyelembe vevő – hőtechnikai elemzésre lesz szükség.

Ez a forgatókönyv is két alváltozatot tartalmazhat annak függvényében, hogy a Paksi Atomerőmű összes kiégett üzemanyagát teljes mennyiségben feldolgozzák-e vagy a feldolgozás mértéke csak részleges („A” jelzésű aleset). Részleges feldolgozás esetén a feldolgozatlan üzemanyagot tokozást követően közvetlenül kell elhelyezni a mélységi geológiai tároló ilyen célra kialakított kamráiban.

Legkésőbb 2042-ig egy, az új blokkok üzemanyagciklusát is figyelembe vevő részletes, összehasonlító biztonsági, műszaki, gazdasági elemzés segítségével értékelni kell a feldolgozási opció megvalósíthatóságát. Vizsgálni kell, hogy biztosítható-e a keletkező teljes üzemanyag mennyiség feldolgozása. Meg kell határozni, hogy milyen mértékű költségcsökkenés várható az átmeneti tárolásban és a mélységi geológiai tároló kialakításában, valamint milyen mértékű költségcsökkentés várható a feldolgozás során kinyert urán és plutónium hasznosításával. Meg kell határozni a feldolgozási hulladék végleges elhelyezését megelőző ideiglenes tárolásának várható költségeit.

5.2.1.3 A reprocessálás során kinyert hasadóanyag újrahasznosítási lehetőségei

A 15. táblázat a Paksi Atomerőmű jelenleg üzemelő négy reaktorában a tervezett 50 éves üzemidő végéig keletkező kiégett üzemanyag feldolgozása során kinyerhető, hasznosítható plutónium és urán becsült mennyiségét mutatja be.

15. táblázat. A kiégett üzemanyagban felhalmozódott hasznosítható plutónium és urán

^{238}Pu tömeg (t)	0,74		
^{239}Pu tömeg (t)	12,49	^{234}U tömeg (t)	0,18
^{240}Pu tömeg (t)	5,02	^{235}U tömeg (t)	14,40
^{241}Pu tömeg (t)	1,11	^{236}U tömeg (t)	15,98
^{242}Pu tömeg (t)	1,86	^{238}U tömeg (t)	2062,37
Összes Pu tömeg (t)	21,22	Összes U tömeg (t)	2092,93

A MOX üzemanyag hasznosítása Magyarországon csak olyan konstrukcióban képzelhető el, hogy a jelenlegi reaktorok kiégett üzemanyagából gyártott MOX üzemanyag a később üzembe lépő új reaktorokba kerülne. Az új atomerőművi blokkokra vonatkozó tervek szerint erre a legkorábban a 2040-es években nyílna lehetőség. Azt is figyelembe lehet venni, hogy erre az időpontra a jelenleg kísérleti fázisban lévő, szintén kevert oxidos, de többszöri feldolgozást is lehetővé tevő fejlettebb üzemanyag (pl.: REMIX) alkalmazása esetleg elérhetővé válik.

Mindezek miatt, amennyiben az üzemanyag feldolgoztatására a reaktorok leállítását megelőzően kerülne sor, akkor saját felhasználás hiányában mindenképpen fel kell készülni a feldolgozásból származó plutónium hosszú idejű tárolására és/vagy értékesítésére.

A plutónium hazai tárolása proliferációs és egyéb szempontból sem látszik megvalósíthatónak, jelenleg pedig nem tekinthető közvetlenül értékesíthető terméknek. Ezért tárolásáról a feldolgozást végző országban kell gondoskodni, feltehetően jelentős költséggel. Az oroszországi feldolgozás esetén lehetőség van arra, hogy a plutónium hasznosítására gyorsreaktorban kerüljön sor, ezzel a tárolási költségek csökkenthetőek. Ennek kereskedelmi részletei ugyanakkor még tisztázandóak.

A kiégett üzemanyag ^{235}U tartalma elvileg lehetővé teszi reprocesszált urán-dioxid üzemanyag (ERU) előállítását is. Az újrafeldolgozást követően az urán nem csak a természetes izotópokat (^{234}U , ^{235}U és ^{238}U) tartalmazza, hanem néhány olyan izotópot is, amelyek a besugárzás alatt keletkeztek (^{232}U , ^{233}U , ^{236}U és ^{237}U). Az urán újrahasznosítása szempontjából különösen fontos az ^{234}U és ^{236}U izotóp, amelyek nagy befogási hatáskeresztmetszete miatt rontja a feldolgozásból származó urán felhasználhatóságát, mert ilyenkor az üzemanyagot magasabb ^{235}U tartalommal kell gyártani, mint a természetes forrásból származót. Tekintve, hogy a Magyarországon üzemelő, illetve a jövőben tervezett reaktorok mindegyike már megközelítette az energetikai reaktorokra jelenleg megengedett

5 %-os dúsítási határértéket, ezért az ilyen ERU üzemanyag felhasználása Magyarországon további feladatok megoldását igényli.

A feldolgozásból származó urán és plutónium hasznosíthatósága láthatóan további megfontolásokat igényel. Ezzel szemben a hasznosítást megelőzően feltehetően jelentős tárolási költségek is felmerülnek. A nyersurán és a dúsítási szolgáltatások világpiaci ára jelenleg viszonylag alacsony. A MOX üzemanyag gyártási egységköltsége pedig magasabb. Mindezek azt eredményezik, hogy a feldolgozási opciót a közvetlen elhelyezéssel szemben jelenleg nem az üzemanyag újrahasznosítási lehetőségek, hanem leginkább a mélységi geológiai tároló kialakításának esetleges költségcsökkenése tehetik gazdaságilag vonzóvá. Fontos megjegyezni, hogy a mélységi geológiai tároló kialakításában mutatkozó költségcsökkenés akkor realizálható ténylegesen, ha nem kell oda kiégett üzemanyagot (különösen kiégett MOX üzemanyagot) véglegesen elhelyezni, kizárólag a reprocessálás során képződő nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladékot. Ez a régi és az új paksi blokkok cikluszárási opcióinak összehangolását teheti szükségessé.

5.2.2 Az új atomerőművi blokkok hatása a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára

Az új atomerőművi blokkok szempontjából a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára ugyanazokat a stratégiákat lehet figyelembe venni, amelyek az 5.2.1.1 fejezetben a Paksi Atomerőmű vonatkozásában bemutatásra kerültek.

Lehetséges opcióként adódik a kiégett üzemanyag – átmeneti tárolást követő (lásd 5.1.2 fejezet) – közvetlen hazai elhelyezése. Felmerülhet a kiégett kazetták külföldön történő reprocessálása, melynek melléktermékeként képződő másodlagos nagy aktivitású radioaktív hulladék átmeneti tárolásáról és végleges elhelyezéséről kell gondoskodni. A kiégett üzemanyag reprocessálásra történő kiszállítása megvalósulhat néhány éves pihentető medencében történt tárolás, illetve néhány évtizedes átmeneti tárolás után is. A reprocessálás során elválasztott hasadóanyag újrahasznosítási lehetőségeit az 5.2.1.3 fejezet tárgyalta. A továbbfejlesztett reprocessálás (az urán és a plutónium mellett a másodlagos aktinidák elválasztása és újrahasznosítása) lehetőségét egyelőre az új blokkok esetében sem lehet reálisan figyelembe venni, de meg kell jegyezni, hogy azok üzemeltetésének időtárvlatában nagyobb a valószínűsége, hogy ez a technológia valós, iparilag alkalmazható, Magyarország számára is elérhető gyakorlattá válik.

Az iparági előrejelzések szerint a reprocessált üzemanyag felhasználása fontos szerepet kaphat az atomerőművek fenntartható üzemeltetésében. Ez maga után vonhatja azt, hogy az új blokkokat később, az üzemidejük alatt engedélyeztetni kell – és szükségszerűen átalakítani – az ilyen típusú üzemanyaggal való működésre. Ha ilyen irányú döntés születik, akkor a Paksi Atomerőmű jelenlegi 4 blokkjában képződött üzemanyag feldolgozásából származó újrahasznosított üzemanyag új blokkokban történő felhasználása is felmerülhet az 5.2.1.3 fejezetben tárgyaltak szerint.

5.2.3 A kiégett üzemanyag kezelésével kapcsolatos döntési pontok

Az energetikai reaktorok nukleárisüzemanyag-ciklusának záró szakaszára vonatkozó lehetséges stratégiák közötti választáshoz jelenleg nem áll rendelkezésre minden információ. A jövőben azonban elérkeznek azok a döntési pontok, ahol választani kell az opciók között. A nukleárisüzemanyag-ciklus lezárása vonatkozásában a döntéseket a hat blokk üzeme során keletkező összes kiégett üzemanyag mennyiségét figyelembe véve, integrált megközelítést alkalmazva célszerű meghozni. Az energetikai reaktorok vonatkozásában az alábbi fontos döntési pontokat lehet azonosítani.

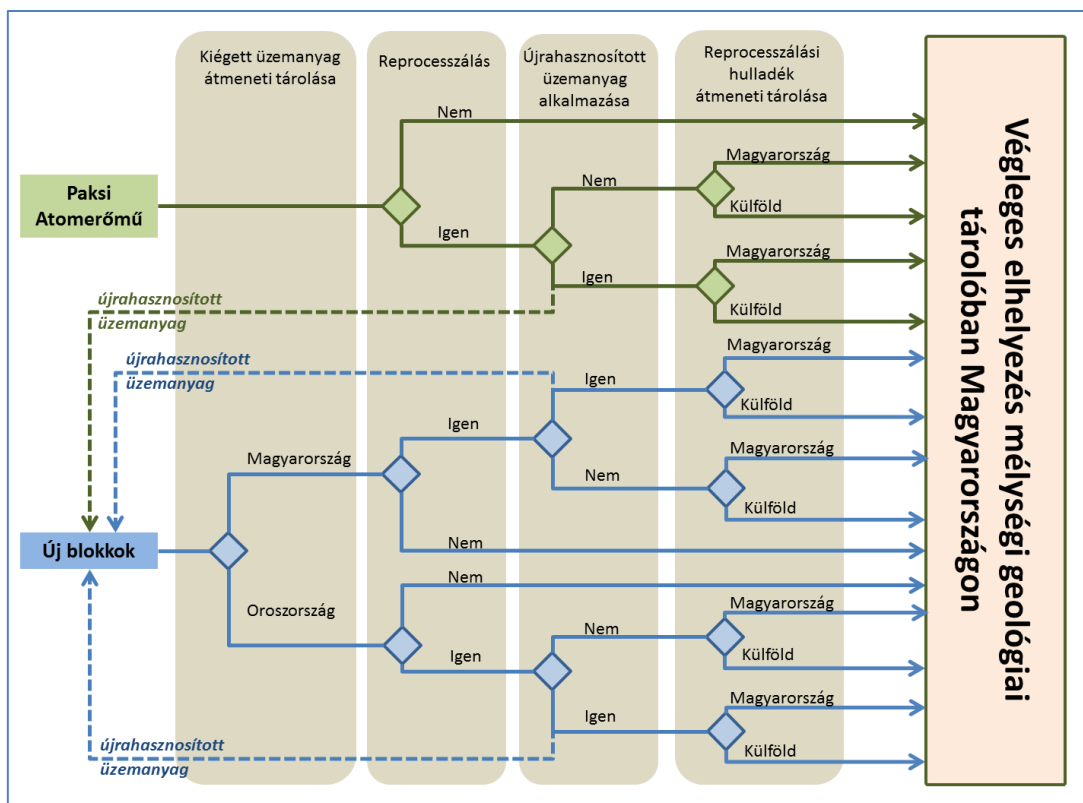
Az első döntési pont az új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolási módjával kapcsolatban merül fel. A döntést az első töltet pihentetési idejének lejárta előtt annyival kell meghozni, hogy nagy biztonsággal meg lehessen valósítani az átmeneti tároló engedélyeztetését és felépítését. Ez az időpont várhatóan az új blokkok indulásának dátumával eshet egybe. Ekkor két lehetőség között kell választani. Az itthoni átmeneti tárolás és a külföldi átmeneti tárolás (lásd 5.1.2 fejezet) között. Így bármelyik opcióra is esik a választás, elegendő idő marad annak megvalósítására.

Legkésőbb a 2040-es évek elejéig egy, a 6 blokk üzemanyagciklusára vonatkozó részletes, összehasonlító biztonsági, műszaki, gazdasági elemzés segítségével értékelni kell a feldolgozási opciót megvalósíthatóságát (második döntési pont). Ha a döntés a lehetőségekhez képest minél később születik meg, akkor már esetleg figyelembe lehet venni a hasadóanyag újrahaznosítási lehetőségét is, melynek részletei a harmadik döntési pont leírásánál jelennek meg.

A harmadik döntési pont a 2040-es évek közepe körül érkezik el. A gazdasági környezettől függően vagy célszerű áttérni a kiégett kazetták reprocesszálására, és egyben a reprocesszált üzemanyag használatára, vagy folytatni kell a hagyományos urán-dioxid üzemanyag használatát. A döntés idejét elsősorban a reprocesszált üzemanyaggal való üzemelés engedélyeztetési eljárásának időtartama határozza meg. Ez a döntés meghozható később is, de legkésőbb a mélységi geológiai tároló tervezésekor, a 2050-es évek elején. A mélységi geológiai tároló tervezése (a tároló tervezési alapja) ugyanis függ a követendő stratégia során keletkező hulladék mennyiségétől és minőségétől. Az áttérés egyébként már ez előtt is megtörténhet, ha a feltételek kedvezően alakulnak a zárt üzemanyagciklus megvalósításának szempontjából.

Amennyiben a kiégett üzemanyag reprocesszálásáról bármikor a jövőben döntés születik, akkor felmerül egy negyedik döntési pont is, az üvegesített nagy aktivitású hulladék átmeneti tárolásával kapcsolatban, amely Magyarországon vagy külföldön valósulhat meg.

A fentiekben ismertetett döntési pontokat a 10. ábra szemlélteti. Az ábráról jól látszik, hogy az energetikai reaktorok vonatkozásában a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára több forgatókönyv képzelhető el, melyek megvalósítása lépésről-lépésre történő döntéshozatal mentén képzelhető el.



10. ábra: A nukleárisüzemanyag-ciklus zárására vonatkozó döntési pontok szemléltetése

5.3 A Budapesti Kutatóreaktor és az Oktatóreaktor kiegészített üzemanyagának kezelése

A Budapesti Kutatóreaktor telephelyén két kiegészített üzemanyag tároló áll rendelkezésre: a belső tároló, amelynek kapacitása 596 fűtőelem-köteg, (a hatósági előírásoknak megfelelően plusz 190 darab üres helyet kell biztosítani) és a külső tároló, amely 2256 fűtőelem-köteg befogadására alkalmas. Amint e számok mutatják, a külső tároló önmagában képes valamennyi kiegészített fűtőelem-köteget befogadni. Mindkét átmeneti tároló vízzel feltöltött tartály.

Az Oktatóreaktor aktív zónájában, az eredeti 24 darab 10%-os dúsítású EK-10 típusú fűtőelem-köteg található (lásd 4.3 fejezet). Az Oktatóreaktor épületében besugárzott, de nem kiegészített üzemanyagot tárolnak. A kiegészített és besugárzott üzemanyag között műszaki szempontból nincs különbség. Az Oktatóreaktor rendelkezik a kiegészített üzemanyag épületen belüli mozgatásához szükséges műszaki háttérrel. Ehhez rendelkezésre áll egy távműködtetésű, kamerával felszerelt daru, a reaktortömb beton védelmében kialakított 24 darab, a besugárzott kazetták ideiglenes elhelyezésére kialakított tárolócsatorna, valamint a besugárzott kazetták mozgatására alkalmas, megfelelő sugárvédelemmel rendelkező konténer. Ennek ellenére az Oktatóreaktor referenciaként figyelembe vett üzemidejének végéig nem várható a kiegészített üzemanyag az aktív zónából történő eltávolítása, és az Oktatóreaktor

épületén belüli tárolása. A végleges leállítás utáni kirakás várhatóan egybe fog esni a kiégett üzemanyagnak az Oktatóreaktor épületéből való elszállításával.

A nemzeti program referencia esetként a Budapesti Kutatóreaktor 2023-ban és az Oktatóreaktor 2027-ben történő leállításával számol. Mindkét reaktor kiégett üzemanyagát Oroszországba tervezik visszaszállítani a 204/2008. (VIII. 19.) Korm. rendelet által kihirdetett „az Oroszországi Föderáció Kormánya és a Magyar Köztársaság Kormánya között a kutatóreaktor kiégett fűtőelemeinek az Oroszországi Föderációba való beszállításával kapcsolatos együttműködéséről szóló egyezmény” alapján. Az egyezmény keretében a Budapesti Kutatóreaktor tulajdonában lévő üzemanyag – ebbe beletartozik az Oktatóreaktor zónájában lévő 24 darab EK-10 fűtőelem-köteg is – visszaszállítására vonatkozóan az orosz és a magyar fél kijelölt képviselői magánjogi szerződést kötöttek. Ezt a szerződést tervezik kiterjeszteni az Oktatóreaktorban és a Budapesti Kutatóreaktorban keletkező összes kiégett fűtőelem-kötegre, valamint az üzemidő végén esetleg megmaradó friss kötegre is.

Az oroszországi visszaszállítást célszerű egy ütemben megoldani. Ennek érdekében a Budapesti Kutatóreaktor leszerelését megelőző átmeneti időszakot meg kell hosszabbítani 2028-2029-ig. Az Oktatóreaktor üzemanyagát a leállítást követően egy évvel át lehet szállítani a Budapesti Kutatóreaktor külső átmeneti tárolójába. Ez ma megoldható TUK-19 konténerrel – melyhez a fűtőelem-kötegek szárítási technológiája is rendelkezésre áll –, de a ténylegesen alkalmazásra kerülő konténerről a kiszállítást megelőző években kell a döntést meghozni. A Budapesti Kutatóreaktor területén történhet meg ezután az összes üzemanyag oroszországi kiszállításra történő előkészítése. Amennyiben az üzemidő végén friss üzemanyag is marad bármelyik reaktornál, akkor azt azonos ütemben, de más előírások szerint kell kiszállítani.

Az oroszországi kiszállítást olyan feltételekkel kell végezni, hogy az Oktatóreaktor és a Budapesti Kutatóreaktor kiégett üzemanyagának feldolgozásából származó összes melléktermék Oroszországban maradjon, amelyre a 204/2008. (VIII. 19.) Korm. rendelet lehetőséget ad.

6 Radioaktív hulladékok végleges elhelyezése

A radioaktív hulladékok végleges elhelyezésének politikáját a nemzeti politika az alábbiak szerint határozta meg:

„A hazánkban keletkező kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék végleges elhelyezését Magyarországon létesített radioaktív hulladék-tárolókban kell megvalósítani. A tárolókat úgy kell kialakítani, hogy a telephely, a befogadó közet és az alkalmazott műszaki megoldások az elhelyezett hulladék jellemzőihez igazodóan együttesen biztosítsák a hulladék elszigetelését az élő környezettől.”

A kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére két tároló üzemel az országban; az intézményi eredetűeket a Radioaktív Hulladék Feldolgozó és Tároló (RHFT), míg az atomerőművi eredetűeket a Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló (NRHT) fogadja. A

nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladékok befogadására alkalmas mélységi geológiai tároló a telephely kiválasztás szakaszában van.

6.1 Intézményi eredetű kis és közepes aktivitású hulladék elhelyezése és annak időbeli ütemezése

Magyarországon a radioaktív anyagok alkalmazásával egyidejűleg az 1950-es évektől kezdődően természetsszerűleg együtt jár a radioaktív hulladék keletkezése is. Ideiglenes megoldásként 1960-ra készült el a solymári kísérleti radioaktív hulladék-tároló. A kísérleti tároló helykiválasztása nem volt kellően megalapozott és a létesítmény műszaki megoldásai is hiányosak voltak. A kapacitása hamar kimerült, így a létesítést követő tíz év elteltével, egy új radioaktív hulladék-tároló létesítése vált szükségessé.

6.1.1 Az RHFT megvalósításának mérföldkövei, jelenlegi kialakítása

Az új létesítmény – az RHFT - Püspökszilágyon készült el 1976. december 22-én 3540 m³ kapacitással. A tárolót műszakilag a földfelszín közelében épített medencés, illetve csökutas kialakítással valósították meg.

A solymári telephelyről 1979-1980 folyamán a hulladékot átszállították az RHFT-be, majd a telephelyet megtisztították és bezárták. Ezt követően gondoskodtak a környezet folyamatos ellenőrzéséről és a hatóság korlátozott használat mellett felszabadította a területet.

Ellenkező rendelkezés hiányában az RHFT üzemelésének kezdeti időszakában elhelyezésre átvett csaknem minden radioaktív hulladékot, amely a nukleáris technológia alkalmazása során keletkezett, így kerültek oda hosszú élettartamú radioaktív hulladékok is.

Természetes elképzelésként adódott a Paksi Atomerőmű üzembe lépésekor, hogy az atomerőmű üzemeltetése és leszerelése következtében keletkező radioaktív hulladékot Püspökszilágyon lenne célszerű véglegesen elhelyezni. Az atomerőművi hulladékok mennyisége azonban lényegesen meghaladta az RHFT kapacitását, és a létesítmény jelentős mértékű bővítése, amely teljes mértékben ki tudta volna szolgálni az atomerőmű igényeit, a telephely adottságai miatt nem volt megvalósítható. A Paksi Atomerőmű kis aktivitású szilárd radioaktív hulladékainak Püspökszilágyra történő szállításaira ezért csak átmeneti megoldásként került sor. Ennek keretében 1983-1989, valamint 1992-1996 között az RHFT kapacitásából az erőmű mintegy 2500 m³-t foglalt el. A beszállítások közötti időszakban megtörtént a püspökszilágyi RHFT tárolókapacitásának kibővítése. A létesítmény bővített tárolókapacitása összesen 5040 m³.

Az RHFT végső elhelyezésre szolgáló külső tárolótere felszín közeli, műszaki gáttal kialakított létesítmény, betonfalú medencékből és acélbélésű csökutakból áll, amit a 11. ábra mutat. A létesítmény elhelyezést biztosító egységei az alábbiak.

„A” típusú medencék

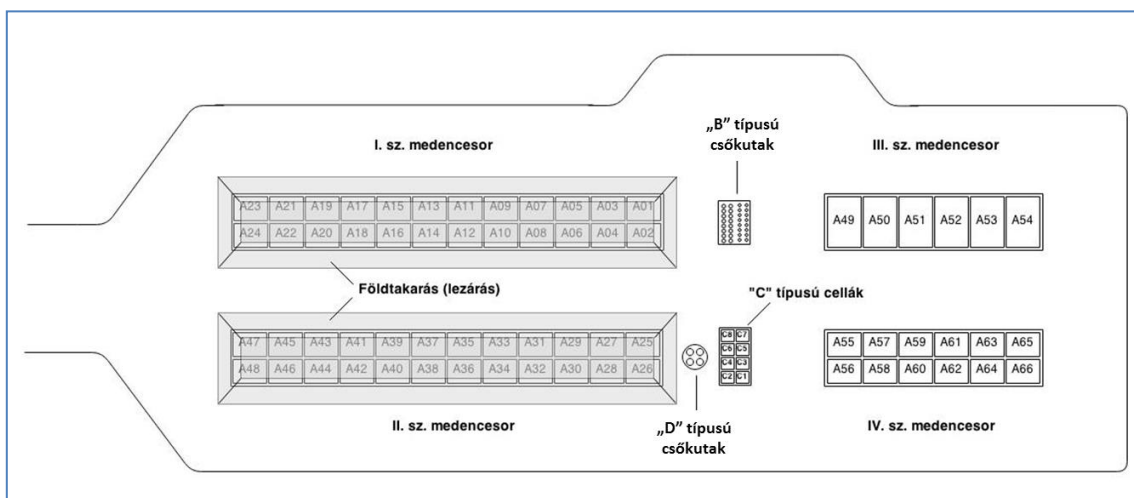
Az RHFT-ben összesen 66 darab „A” típusú tároló medence található. Ezek a medencék négy medencesorba rendezve helyezkednek el. A medencékbe mind kondicionált (kezelt), mind kezeletlen hulladékot elhelyeztek, műanyag zsákokban, ömlesztve, vagy fémhordókban. Bizonyos medencék esetében a hulladéksomagok közti teret kis aktivitású szennyezett cementhabarccsal töltötték ki. Az utóbbi évtizedben már csak 200 l-es fémhordóba, illetve 1,2 m³-es acéllemez konténerbe kondicionált hulladékot helyeznek el ezen tárolókba.

„C” típusú medencék

A „C” típusú tároló rendszer 8 medencét tartalmaz, ezek mindegyike 1,5 m³ térfogatú. Ezekben helyezték el a szennyezett, kondicionált (szilárdított) szerves oldatokat.

„B” és „D” típusú csőkutak

A „B” típusú tárolóegység 16 darab 40 mm átmérőjű, és 16 darab 100 mm átmérőjű betonalapzatba foglalt csőkútból áll. A „D” típusú tároló rendszer 4 darab 200 mm átmérőjű csőkutat foglal magába. A csőkutak acélbélélelésűek, 6 m hosszúak. Eredetileg az volt a gyakorlat, hogy a sugárforrások kútba helyezése után azokat cementhabarccsal kitöltötték. A kitöltés fent említett gyakorlatát megszüntették, hogy a későbbi visszatermelhetőséget könnyebbé tegyék.



11. ábra: Az RHFT végleges elhelyezésre szolgáló létesítményrész

Jelentős mérföldkönek tekinthető az RHFT vonatkozásában, hogy a létesítmény üzemeltetését és engedélyesi feladatait 1998-ban az RHK Kft. jogelődje vette át. A munka a hulladéktároló biztonságának teljes körű értékelésével kezdődött, amelynek eredményeit a 6.1.2 fejezet ismerteti.

Az RHFT telephelyén jelentős korszerűsítések kezdődtek meg (melyeket a 6.1.2 fejezet mutat be részletesen). Az RHK Kft. megalapozó vizsgálatokat végzett a hulladék visszatermelés megvalósíthatóságára vonatkozóan. Olyan technológiákat (forrófülke, válogató boks,

tömörítő prés, cementező berendezés) telepítettek, amelyek szükségesek az átvett intézményi radioaktív hulladékok, illetve a már elhelyezett és visszatermelt radioaktív hulladékok biztonságos kezeléséhez. Az üzemi épületben átmeneti tárolási lehetőséget alakítottak ki azon radioaktív hulladékok számára, amelyek a telephelyen véglegesen nem helyezhetők el. A radioaktív hulladékok átmeneti tárolására az üzemi épület pinceszintje szolgál az alábbiak szerint.

Pincetéri hordós tároló

A legnagyobb pinceszinti terület a hordós, illetve konténeres tároló tér. A hordós hulladékok tárolása ún. hordkeretekbe helyezve (hordkeretenként 4 darab hordóval számolva) történik. Ebben a tároló részben 1,2 m³-es konténerek is betárolhatók. Egymásra 3 darab hordkeret, illetve 3 darab konténer kerül a belmagasságot is figyelembe véve. A vasbeton falak vastagsága a sugárvédelmi- valamint földrengés-biztonsági követelményekhez igazodik.

Csőkutakat tartalmazó átmeneti tároló

A pinceszinti folyosó végén elhelyezkedő, 50 darab csőkútból álló sugárforrás tárolórendszer torpedókba helyezett gamma és neutron források átmeneti tárolásra lett kialakítva. A hosszú felezési idejű (nagyobb, mint 30 év) sugárforrások elhelyezése csak átmeneti tárolóban lehetséges.

Nukleárisanyag-tároló

A nukleárisanyag-tárolóban a nukleáris anyagokat⁴ és a neutronforrásokat kell elhelyezni. A nukleáris anyagok kezelése során, a sugárvédelmi szempontokon túlmenően figyelembe vették egyes nukleáris anyagok egyéb kémiai tulajdonságait és veszélyességi jellemzőit is. Az átmeneti tárolásra beszállított nukleáris anyagok elhelyezése szempontjából a tűzvédelmi kérdések és a biztosítéki (safeguards) ellenőrzés feltételeinek megteremtése volt a meghatározó.

6.1.2 Biztonságnövelés és kapacitás felszabadítás

A 2002-ben elvégzett pontosított biztonsági elemzés ismeretében kimondható, hogy az RHFT üzemeltetése és a környezet biztonsága az intézményes ellenőrzési időszak végéig megfelelően garantált, és a létesítmény alkalmas az átvételi kritériumoknak megfelelő (rövid élettartamú kis és közepes aktivitású) intézményi eredetű radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére. A biztonsági értékelés rámutatott ugyanakkor arra is, hogy az intézményes ellenőrzés lezárulta után, elképzelhetőek olyan forgatókönyvek, amelyek következményeként a korábban elhelyezett hosszú élettartamú hulladékok a lakosság dóziskorlátot meghaladó sugárterhelését okozhatják. Annak érdekében, hogy a tárolóban véglegesen elhelyezhető

⁴ nukleáris anyag: az a radioaktív anyag, amely önfenntartó nukleáris láncreakcióra képes vagy képessé tehető, különösen az urán, a tórium, a plutónium és bármilyen anyag, amely az előbbiekből egyet vagy többet gazdaságosan kinyerhető koncentrációban tartalmaz, a bányászat és az ércfeldolgozás körébe tartozó érc és érchulladékok kivételével

hulladékok köre meghatározható legyen, a biztonsági értékelés bázisán, a nemzetközi elvárásokkal összhangban megtörtént a radioaktív hulladék átvételi követelményrendszer származtatása, valamint alkalmazásának bevezetése.

Az RHFT-vel kapcsolatos másik probléma, hogy a létesítmény elhelyezési kapacitása a gyakorlatilag kimerült. Annak érdekében, hogy az RHFT további több évtizedes üzemeltetése zavartalanul folytatódhasson, az ehhez szükséges kapacitást meg kellett teremteni. A biztonsági elemzések eredményei alapján körvonalazódtak azok a teendők, melyeket a hosszabb időtávban elvárt biztonság garantálása, illetve további tárolási térfogat biztosítása érdekében el kell végezni. Egy döntés előkészítési folyamat eredményeként összeállt a teljes biztonságnövelést és kapacitás felszabadítást célzó program ütemterve, amely egy demonstrációs fázissal kezdődött.

A szükséges előkészítő tanulmányok és engedélyek birtokában elkezdődött a radioaktív hulladékok visszatermelhetőségét demonstráló program végrehajtása, amelynek célja az volt, hogy – mielőtt egy nagyobb volumenű beavatkozásról döntés születne – ki lehessen dolgozni a program műszaki részleteit. Fontos volt továbbá igazolni azt, hogy a tervezett tevékenységek a hosszú távú sugárbiztonságot az elvárt mértékben növelik, és az előírt munkahelyi- és környezetbiztonsági követelmények szerint elvégezhetők.

A 2006-2009 között megvalósított demonstrációs program keretében négy medence felbontásával 280 m^3 tároló térfogatot nyitottak meg. A radioaktív hulladékok átválogatása – szükség esetén – kondicionálása és átcsomagolása után a végleges elhelyezésre vonatkozó átvételi kritériumoknak nem megfelelő csomagok átmeneti tárolásra kerültek (85 m^3 tárolóteret igénylő hulladék mennyiség). A véglegesen visszahelyezett hulladékmennyiség pedig 170 m^3 tároló térfogatot igényelt. A négy medencét érintő demonstrációs program eredményei alapján összefoglalóan kijelenthető, hogy a tervezett beavatkozás sikeres volt, mivel mindkét kitűzött cél – a hosszú távú biztonság szempontjából kritikus hulladékcsomagok jelentős részének azonosítása, és különválasztása, valamint szabad térfogat létrehozása – teljesült. A radioaktív hulladékok visszatermelése – még a félig kibetonozott medence esetében is – viszonylag egyszerűen megvalósítható volt.

6.1.3 Az RHFT üzemeltetése, a radioaktív hulladékok kezelése

A püspökszilágyi telephelyen a normál üzemi tevékenység a radioaktív hulladékok beszállítását, a hulladékok kezelését (válogatását, minősítését, kondicionálását), átmeneti tárolását, illetve végleges elhelyezését jelenti. A normál üzemi tevékenység 2007 tavaszától kibővült az ún. biztonságnövelő programmal, amely során a régebben, de a mai követelményeknek nem megfelelően elhelyezett radioaktív hulladékok kiemelése, válogatása, kondicionálása és ismételt elhelyezése történik.

Az üzemi épületbe beérkezett, illetve a biztonságnövelés során visszatermelt, és ide szállított hulladékok típusától függően eltérő azok további kezelésének a menete. Külön kezelik a sugárforrásokat, a nukleáris anyagot, a vegyes szilárd hulladékok tömöríthető és nem tömöríthető összetevőit, illetve a folyékony hulladékokat.

Az elhasznált, illetve feleslegessé vált sugárforrások kiszerelése, átsomagolása, majd tokozása az üzemi épületben lévő forrókamrában történik. Itt a csőútba történő tároláshoz rozsdamentes tartályba, ún. „torpedóba” kerülnek a sugárforrások. A sugárforrások átmeneti tárolása elsősorban az üzemi épület pinceszintjén lévő csőutakban történik. Ide kerülnek a nagy aktivitású és a hosszú élettartamú sugárforrások. A külső tárolótéren lévő csőutakba csak a rövid felezési idejű izotópokat tartalmazó sugárforrások kerülhetnek. Az elhelyezésre kész torpedók telephelyen belüli mozgása egy munkakonténer segítségével történik.

A nukleárisanyag-tárolóban a nukleáris anyagokat (plutónium, urán és tórium) és a neutronforrások egy részét (^{239}Pu -Be, ^{252}Cf) kell elhelyezni. A nukleáris anyagot tartalmazó hulladék csak átmenetileg tárolható az RHFT-ben, az arra kijelölt tárolóban. A beérkező, vagy a biztonságnövelés során visszatermelt nukleáris anyagot szükség esetén átsomagolják.

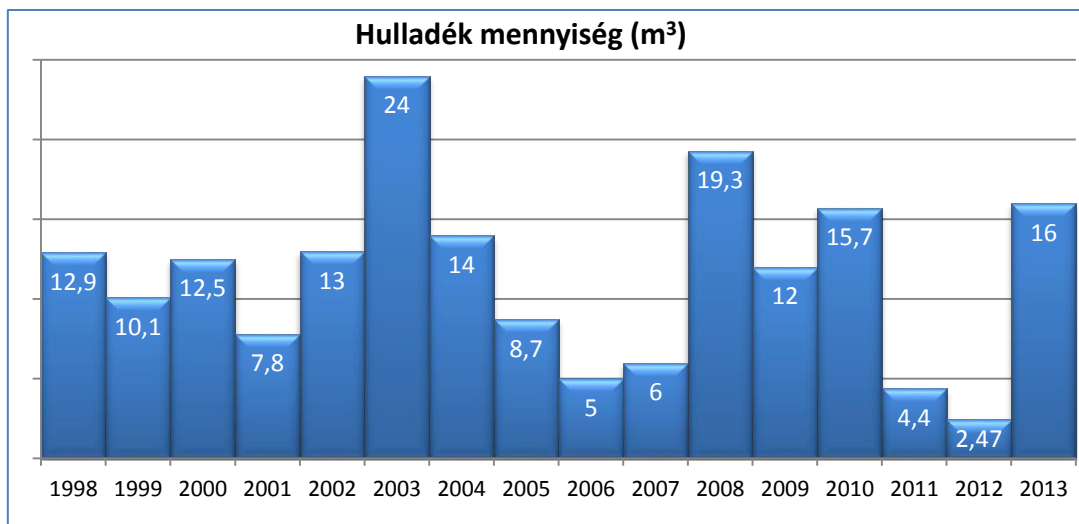
A beérkező, vagy a biztonságnövelés során visszatermelt hulladékcsomagot, szükség esetén át kell válogatni. Erre azért van szükség, hogy a vegyes szilárd hulladékok tömöríthető és nem tömöríthető komponenseit elkülönítsék, illetve előfordulhat a hulladékcsomagban olyan komponens, amelyet a végleges elhelyezésre vonatkozó hulladék átvételi kritérium nem enged meg, akkor azt eltávolítsák a csomagból. A hulladék válogatására a válogatóboksza szolgál.

A tömöríthető hulladékokat az erre szolgáló présszel 200 literes fémhordóba tömörítik. A nem tömöríthető összetevőket hordóba, vagy 1,2 m³-es lemez konténerekbe helyezik és cementtel fixálják.

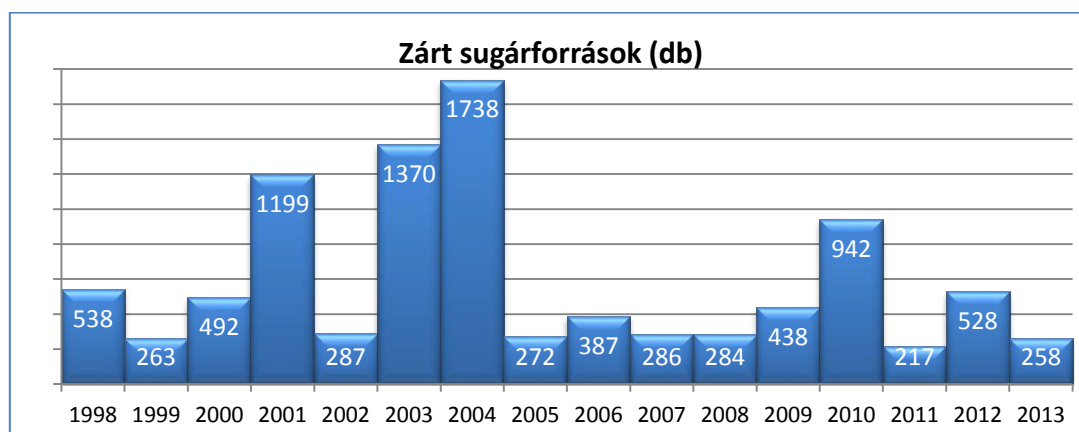
A beszállított, illetve a telephelyen képződő kis mennyiségű folyékony radioaktív hulladékot a pinceszinten elhelyezett tartályokban gyűjtik, majd a gyűjtő tartályok feltelése esetén a telepített cementező berendezés segítségével szilárdítják.

A radioaktív hulladékok átmeneti tárolásáról, illetve végleges elhelyezéséről a radioaktív hulladék minősítését követően születik döntés. Amennyiben a hordózott, illetve konténerbe helyezett hulladék megfelel a végleges elhelyezésre kidolgozott hulladék átvételi kritériumoknak, akkor a külső tárolótéren lévő „A” típusú medencékbe kerül végleges elhelyezésre. Amennyiben az elhelyezési követelményeket nem elégíti ki a hulladékcsomag, akkor az RHFT üzemi épületének pince szinti átmeneti tárolójába kerül. Az átmeneti tárolóban lévő hulladékokat a mélységi geológiai tároló üzembe lépésekor abban a létesítményben tervezik véglegesen elhelyezni.

A telephelyet 1998 közepétől az RHK Kft. üzemelteti. Az elmúlt bő 15 évben több mint 370 cégtől, intézménytől vett át a telephely radioaktív hulladékot. Évente átlagosan mintegy 50 hulladékátvétel történik, de egyes években ez elérheti az évi 100 beszállítást is. Az esetek többségében az átvétel a telephelyen kívül történik, és az RHFT személyzete végzi a beszállítást. Az elmúlt 15 évben beszállított radioaktív hulladék és elhasznált zárt sugárforrás beszállított mennyiségét a 4. és az 5. ábrán látható diagramok mutatják.



12. ábra: Az RHFT-be szállított hulladék mennyiségének alakulása az elmúlt években



13. ábra: Az RHFT-be szállított zárt sugárforrások mennyiségének alakulása az elmúlt években

6.1.4 Az RHFT lezárási koncepciója, intézményes ellenőrzés

Az „A” típusú tárolómedencék lefedése 1-1 medencepár megtelését követően a következőképpen történt. A tárolóterület I-es II-es medencesorának jelenlegi földtakarása az út szintjéhez viszonyítva 2 m magas és két oldalról 45 fokos rézsűvel került kialakításra. A felső részen kb. 1%-os lejtésű. Anyaga az eredeti terveknek megfelelően a tereprendezés során kiemelt helyi agyagos talaj. Célja az üzemerületi dózisok csökkentése és a betonszerkezetek külső hatások, csapadék fagyás elleni védelme. A földtakarás jelenlegi állapotában a fenti céloknak tökéletesen eleget tesz. Készítési technológiájából adódóan egy 3 rétegű szerkezettel jellemezhető. Legfelső réteggént egy 10-15 cm vastag termőtalaj alakult ki, amely alatt egy kb. 60 cm vastagságú lazább, nem tömörített réteg helyezkedik el. A tárolómedencék fejrésze fölött kb. 1,3 – 1,5 m vastagságú tömör, agyagos réteg helyezkedik el.

A jelenlegi földtakarást ideiglenesnek kell tekinteni. A biztonsági értékelésben megfogalmazott követelményeknek megfelelő végleges lezárási koncepciót a jövőben kell kialakítani. Már a jelenlegi földtakarás is kb. 10 mm/év értékben korlátozza az átszivárgó nedvességtartalmat, így ennek kiegészítésével a várható néhány mm/év határérték teljesíthető lesz. Az eddig elvégzett biztonsági elemzések során azt feltételezték, hogy a földtakaráson átszivárgó nedvesség nem fogja meghaladni az 5 mm/év értéket. A végső lezárási megfelelőségének igazolására demonstrációs programot irányoztak elő a tároló tervezett lezárása előtti évtizedekre.

A felszíni radioaktívhulladék-tárolók rendkívül érzékenyek a szándékolatlan emberi behatolásra. A nemzetközi ajánlások ennek korlátozására az intézményes ellenőrzést ajánlják. A tároló lezárását követően az elhelyezési rendszer felszínről elérhető részeit karban kell tartani. Ennek során a felszíni vízelvezetés tisztítását, a földtakarás mélygyökerű növényektől való védelmét és a kerítés karbantartását kell elvégezni. Emellett a radioaktívhulladék-tároló telephelyének és környezetének monitoring jellegű ellenőrzése is folytatódni fog. A hatályos jogszabály az ún. aktív intézményes ellenőrzés hosszát minimum 50 év időtartamban állapítja meg. A jelenlegi nemzetközi gyakorlatban az aktív intézményes ellenőrzés felszíni tárolók esetében 100-300 év, ezért az RHK Kft. az elemzéseiben 150 éves aktív intézményes ellenőrzési időszakkal számol. Ezt követően a kerítés elbontható és a telephely további karbantartására, ellenőrzésére nincs szükség.

Ettől függetlenül a létesítmény helye és jellemzői (pl. földhivatali nyilvántartásokban, adatbázisokban) ismertek maradnak, az ún. passzív intézményes ellenőrzés időtartama alatt, amelyet követően azt kell feltételezni, hogy a létesítménnyel kapcsolatos információk feledésbe merültek.

6.1.5 Az RHFT jövőbeli mérföldkövei

Az RHFT vonatkozásában a normál üzemviteli tevékenység folytatása mellett a legfontosabb hosszú távú feladat a biztonságnövelést és kapacitás felszabadítást célzó program folytatása. Ennek érdekében egy nagyméretű, daruval ellátott könnyűszerkezetes csarnok építése szükséges, amely egy belső, hulladék-kezelést biztosító helyiséggel rendelkezik. A csarnok egy medencesor (24 darab 70 m³-es medence) lefedésére készül, és biztosítja a visszatermelés megfelelő munkakörülményeit, ill. kielégíti a munkavégzéshez szükséges radiológiai és környezetvédelmi funkciókat is. A jelenlegi tervek szerint a csarnok 2017 elejére elkészül.

Az I. és II. medencesorok, azaz 48 darab medence vonatkozásában 24 darab medencénél teljes, míg 20 darab medencénél részleges hulladék visszatermelést ajánlott végrehajtani (4 darab medence a demonstrációs programban már feldolgozásra került).

A biztonságnövelő program ezt követő ütemében a III-as, és IV-es számú medencesorok tartalmának visszatermelése, feldolgozása, visszahelyezése, valamint a sekély mélységű „C” típusú tároló medencék felszámolása történik meg.

A biztonságnövelő program zárásaként meg kell alapozni és elő kell készíteni a „B” és „D” típusú csőkutakban történő sugárforrások visszanyerésének és a mélységi geológiai tárolóba történő átszállításának módját. El kell végezni a csőkutak felszámolását.

Az RHFT-vel kapcsolatosan hosszútávon felmerülő feladatokat a 16. táblázat tartalmazza.

16. táblázat: Az RHFT-vel kapcsolatos hosszú távú feladatok

Ütemezés	Tevékenység
2015-2017	könnyűszerkezetes csarnok megépítése
2017-2022	visszatermelés, feldolgozás, visszahelyezés az I. számú medencesor A01-A24 kamráira vonatkozó végrehajtása
2023–2029	visszatermelés, feldolgozás, visszahelyezés az II. számú medencesor A24-A48 kamráira vonatkozó végrehajtása
2030-2037	a III-as, és IV-es számú medencesorok tartalmának visszatermelése, feldolgozása, visszahelyezése, valamint a sekély mélységű „C” típusú tároló medencék felszámolása
2038-2039	kísérleti medencetakarás létesítése
2040-2060	kísérleti medencetakarás üzemeltetése
2061-2064	a „B” és „D” típusú csőkutakban történő sugárforrások visszanyerése, a mélységi geológiai tárolóba történő átszállításának előkészítése
2064-2066	a létesítményben tárolt hosszú élettartamú radioaktív hulladékok átszállítása a mélységi geológiai tárolóba, az „A” típusú medencék végleges földtakarásának elkészítése
2067	a létesítmény végleges lezárásának befejezése, az aktív intézményes ellenőrzés megkezdése

6.2 Atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladék elhelyezése

Miután a püspökszilági létesítmény oly mértékű bővítése, ami az atomerőmű teljes igényét kielégítené nem volt megvalósítható, 1993-tól útjára indult a Nemzeti Projekt, melynek célkitűzése az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék végleges elhelyezésének megoldása volt.

6.2.1 Az NRHT megvalósításának mérföldkövei, jelenlegi kialakítása

A Nemzeti Projekt keretében megkezdődött a telephely-kiválasztás előkészítése. Szakirodalmi adatok alapján az ország teljes területét áttekintették, majd az ígéretes térségekben – ahol azt a lakosság is támogatta – előzetes helyszíni kutatásokat végeztek a felszíni és felszín alatti elhelyezésre alkalmas földtani objektumok azonosítása érdekében. Fontos hangsúlyozni, hogy a műszaki alkalmasság mellett a társadalmi elfogadás is fontos szempont volt, így egy kombinált telephely-kiválasztási folyamat valósult meg.

A földtani, műszaki biztonsági és gazdasági vizsgálatok záródokumentuma 1996-ban Bataapáti térségében javasolt további vizsgálatokat a felszín alatti, gránitban történő elhelyezésre. Ennek alternatívájaként figyelembe vettek felszíni tároló létesítésére alkalmasnak tekinthető további telephelyeket is (Udvari, Németskér és Diósberény térségében). Kedvezőnek minősült Bataapáti térsége abból a szempontból is, hogy az atomerőműtől nem messze, a Duna ugyanazon partján helyezkedik el. Így 1997-ben az a döntés született, hogy a részletesebb kutatások Bataapáti térségében kezdődjenek meg. A felszíni földtani kutatások több fázisban 2003-ig tartottak. Időközben több előzetes biztonsági értékelés is készült, melyek alátámasztották a tároló megvalósíthatóságát, a biztonság szavatolását.

A földtani kutatásokról zárójelentés készült 2003 év végén, melynek fő megállapítása szerint „A Bataapáti telephely a rendeletben megfogalmazott valamennyi követelményt teljesíti, így földtanilag alkalmas kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére.” Ezt a dokumentumot az illetékes földtani hatóság, a Magyar Geológiai Szolgálat Dél-Dunántúli Területi Hivatala véleményezte, és határozattal elfogadta.

A 2004-2007 közötti időszakra készült felszín alatti kutatási terv célkitűzése a tárolót befogadó köztérterfogot kijelölésére irányult. A felszín alatti kutatási munkák 2005 februárjában a lejtőszaknak mélyítésével megkezdődtek.

2005-ben Bataapáti képviselőtestülete kezdeményezésére véleménynyilvánító népszavazást tartottak a községben. Magas (75 %-os) részvétellel a szavazók közel 90,7 %-a egyetértett azzal, hogy Bataapátiban kis és közepes aktivitású hulladéktároló épüljön. A magyar Országgyűlés a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok tárolójának létesítését előkészítő tevékenység megkezdéséhez szükséges előzetes, elvi hozzájárulásról és a paksi atomerőmű üzemidejének meghosszabbításáról szóló 85/2005. (XI. 23.) határozatával 2005. november 21-én az Atomtörvény előírása alapján előzetes, elvi hozzájárulást adott a földtanilag már korábban alkalmasnak minősített területen kis és közepes aktivitású hulladéktároló létesítését előkészítő tevékenység megkezdéséhez.

Az NRHT létesítése több ütemben valósul meg, és ehhez a szakaszolt létesítéshez igazodik az egyes elkészült létesítményrészek üzembe helyezése és üzemeltetési engedélyezése.

Első ütemben 2008 közepére elkészültek az NRHT felszíni létesítményei, a központi és a technológiai épület. Így a 2008. szeptember 25-én kiadott üzembehelyezési engedély alapján lehetővé vált a Paksi Atomerőműben felhalmozódott szilárd hulladékok egy részének

(tömörített vegyes szilárd hulladék, 200 literes hordókba csomagolva) átvétele és technológiai tárolása a végleges elhelyezésre történő előkészítés érdekében.

A létesítés második ütemében, 2012-re megvalósult az első két tárolókamra (I-K1 és I-K2) és megépültek az ezeket kiszolgáló technológiai rendszerek. A végleges elhelyezésre szolgáló térrészt – mely 250 méterrel helyezkedik el a felszín alatt – két, egyenként 1700 m hosszúságú, 10 %-os lejtésű, megközelítő vágaton keresztül lehet elérni. Az úgynevezett lejtősaknak közül a nyugati, az ellenőrzött zóna részeként a radioaktív hulladék leszállítást, míg a keleti, a tároló továbbépítését szolgálja ki.

A szükséges üzemeltetési engedélyezési eljárás sikeres lefolytatása után megkezdődhetett a radioaktív hulladékok végleges elhelyezése az I-K1 tárolókamrában. Mivel a vágathajtási munkát fúrásos robbantásos módszerrel végzik, az I-K2 tárolókamra a hatósági előírásoknak megfelelően puffer szerepet tölt be az üzemelő és a kihajtás alatt lévő kamrák között.

6.2.2 Az NRHT üzemeltetése

A radioaktív hulladékok szállítása a Paksi Atomerőműből közúton történik az NRHT-ba. A szállítójárműbe a hordókat négyesével ún. hordkeretekben emelik be, egyszerre összesen 16 hordó szállítása történik. Miután a szállítmány az NRHT-ba érkezett, a gépjármű beáll a technológiai épületbe, a 2,5 t súlyú daru kiemeli, majd elhelyezi a hordkereteket a technológiai csarnok e célra kialakított helyiségrészébe (lásd 14. ábra). A technológiai tárolótérben maximálisan elhelyezhető 200 l-es hordók száma 3 000 darab.

Az egyes hulladékcsomagokkal kapcsolatban képződő minden lényeges információt a hulladék nyilvántartó rendszerben elektronikusan rögzítenek, amelyben minden csomagot egyedi azonosítóval látnak el. A radioaktív hulladékok átvételi folyamata során a tároló engedélyese a szükséges ellenőrzésekkel meggyőződik a hulladékátvételi követelmények teljesüléséről.



14. ábra: Radioaktív hulladékok technológiai tárolása az NRHT felszíni létesítményében

A végleges elhelyezéshez a hulladékot tartalmazó hordókat vasbeton konténerekbe helyezik úgy, hogy egy konténerbe kilenc hordó kerül. Ezután a konténerre rögzítik a fedelet, majd inaktív betonnal töltik fel a konténerben lévő üregeket. A térkitöltés eredményességének érdekében és a homogenitás miatt a feltöltéseket rázóasztalon hajtják végre. Az elkészült vasbeton konténerek 7 nap szilárdulás után a felszín alatti tárolókamrákban kerülnek végleges elhelyezésre, úgy, hogy a kamra egy szelvényében 19 darab konténer elhelyezése lehetséges, amit a 15. ábra szemléltet.

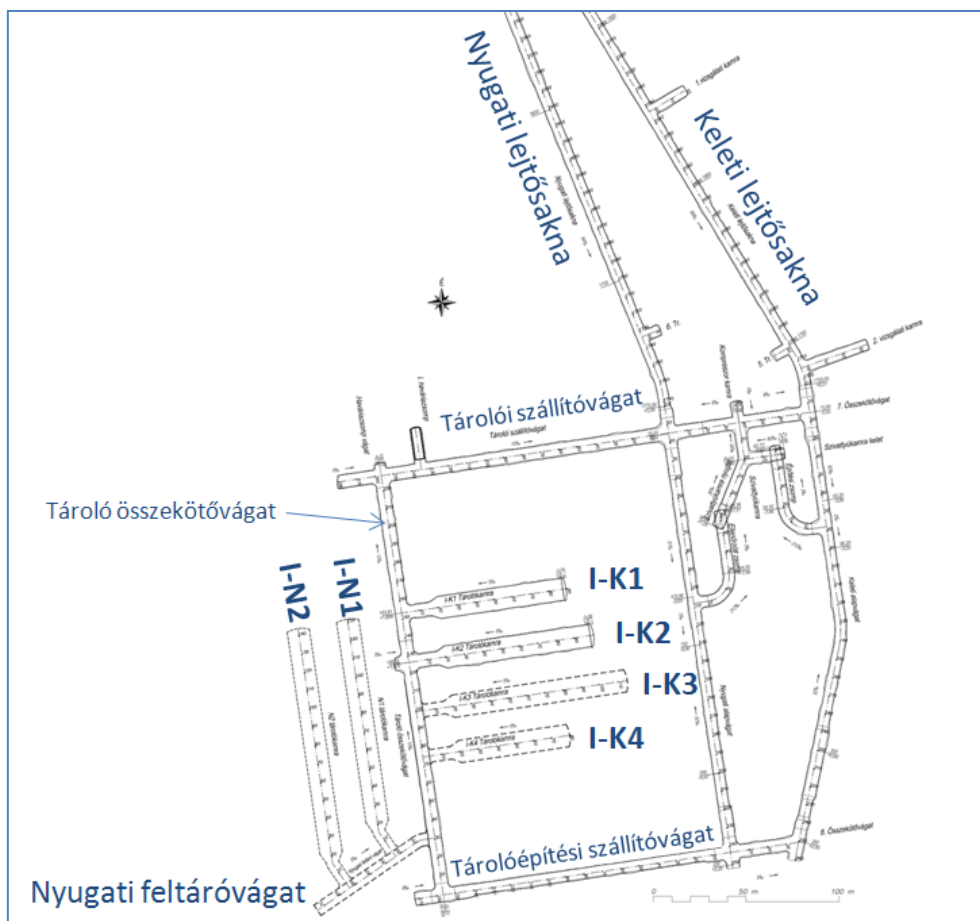


15. ábra: Vasbeton konténerek elhelyezése az NRHT I-K1 tárolókamrájában

Jelenleg (2015. 01. 01.) a felszíni technológiai épületben 2231 darab 200 l-es hordó átmeneti tárolását végzik, míg az I-K1 tárolókamrában 361 vasbeton konténerben 3249 darab 200 l-es hordó véglegesen elhelyezésre került. A tárolókamra visszatömedékelése jelenleg még nem történt meg, arra a kamramező lezárását megelőzően kerül majd sor.

6.2.3 Az NRHT továbbépítésének mérföldkövei

Az NRHT első kamramezőjének vágatrendszerét a 16. ábra mutatja. Jelenlegi ismereteink szerint ebben a térrészben hat tárolókamra kialakítása lehetséges; négy a keleti oldalon a tároló összekötő vágatra merőlegesen és kettő a nyugati oldalon, azzal közel párhuzamosan.



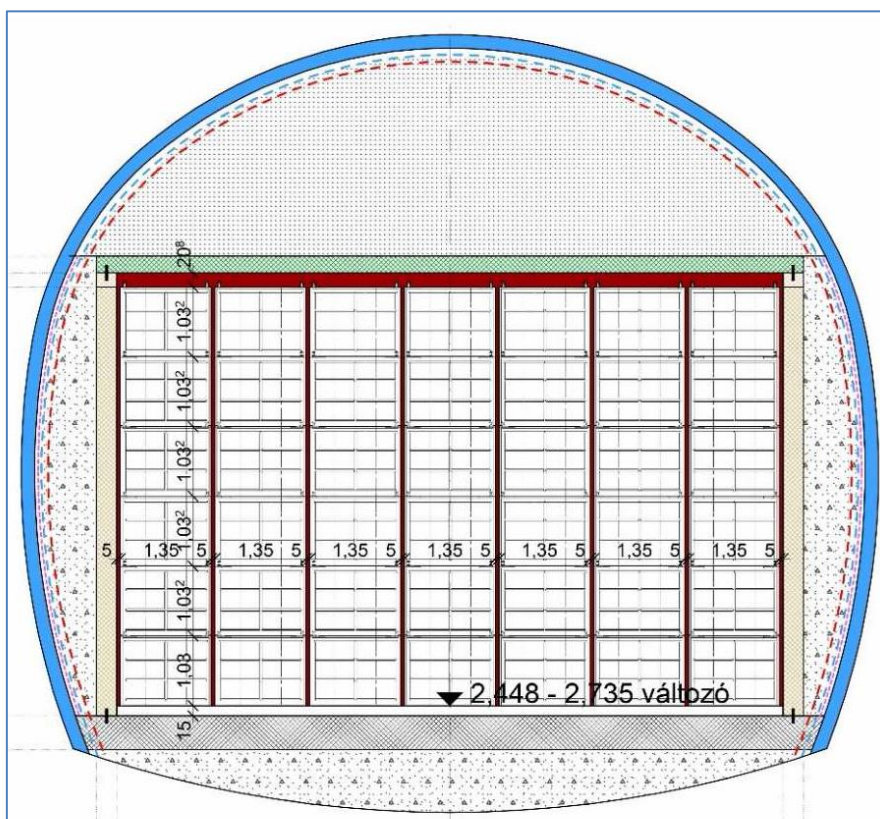
16. ábra: Az NRHT I. kamramező vágatrendszere

Az első tárolókamra üzembe vételével párhuzamosan elindult az NRHT továbbépítésének megalapozása: mindez egy olyan új tárolókonceptió és elhelyezési rendszer kidolgozását és engedélyeztetését jelenti, amely lehetővé teszi minél több tárolótér kialakítását, valamint a tárolókamrák minél hatékonyabb helykihasználását a rendelkezésre álló térrészben.

Az új elhelyezési koncepció alapja a vékonyfalú acélkonténer, amelybe az atomerőmű területén négy – szilárd radioaktív hulladékot tartalmazó – hordót tesznek és az üres teret az atomerőmű folyékony hulladékaiból képzett aktív cementpéppel töltik ki. Az így összeállított egységet kompakt hulladékcsomagnak hívják.

A korábbi elhelyezési koncepcióban a vasbeton konténer a mérnöki gátrendszer részét képezte, az általa betöltött funkciókat a tárolókamrákba épített vasbeton medence veszi át. Ebbe a medencébe tárolják majd be a kompakt hulladékcsomagokat.

A korábbiakban említettek szerint az I-K2 tárolókamrát az I-K1 kamrával együtt alakították ki ugyanolyan, 96 m^2 -es szelvénymérettel. Az ebben megépítendő vasbeton medencében a kompakt hulladékcsomagok 6 oszlopban és 5 sorban helyezhetők el egy szelvényben. Az elvégzett optimalizálás után sikerült egy olyan 115 m^2 -es területű szelvényalakot találni, amelyben a kompakt hulladékcsomagok 7 oszlopban és 6 sorban helyezhetők el egy szelvényben, amelyet a 17. ábra szemléltet.



17. ábra: A kompakt hulladékcsomagok elhelyezéséhez optimalizált elhelyezési rendszer

Az elhelyezés hatékonyságát tovább növeli, hogy az I-K2 vasbeton medencében, valamint a lezárt vasbeton medencék tetején kis aktivitású szilárd hulladékot tartalmazó hordók elhelyezését irányozták elő, majd ennek megvalósíthatóságát biztonsági értékeléssel igazolták.

Az elhelyezési rendszer tervezett optimalizálásával a radioaktív hulladék aránya a tárolókamrák hasznos térfogatában 19 %-ról közel 50 %-ra növelhető. Ezzel mintegy húszmilliárd forint költség takarítható meg, elsősorban a kihajtandó tárolókamrák számának csökkenése következtében.

A fentiekben felsorolt elhelyezési rendszert érintő módosítások miatt, a szükséges megalapozó elemzések és biztonsági értékelések alapján, az NRHT környezetvédelmi és létesítési engedélye módosításra került. A jelenleg érvényes engedélyek birtokában zajlik az I-K3 és I-K4 tárolókamrák kihajtása. Ezt követően meg kell építeni az I-K2 kamrában a vasbeton medencét annak érdekében, hogy azt a Paksi Atomerőmű kiszállítási üteméhez igazodóan 2017-ben üzembe lehessen venni.

A létesítmény további bővítését az atomerőmű hulladék kiszállítási ütemezéséhez igazodva kell megtervezni. Ez alapján a további kamrák üzembe vételének várható időpontjait, valamint a tároló további főbb mérföldköveit – a jelenleg üzemelő négy atomerőművi blokk hulladékait figyelembe véve – a 17. táblázat tartalmazza.

17. táblázat: Az NRHT jövőbeli mérföldkövei a jelenleg üzemelő négy blokk figyelembe vételével

Ütemezés	Tevékenység
2017	az I-K2 tárolókamra üzembe vétele
2020	az I-K3 tárolókamra üzembe vétele
2026	az I-K4 tárolókamra üzembe vétele
2035	az I-N1 tárolókamra üzembe vétele
2042-2061	pihentetés, állagmegóvás, monitoring üzemeltetése (ebben az időszakban hulladék beszállítás nem történik)
2062-2069	az I-N2 tárolókamra üzembe vétele, majd a tároló bővítése, a leszerelési hulladékok beszállítása, végleges elhelyezése
2081-2084	a létesítmény leszerelése, lezárása
2085	az intézményes ellenőrzés kezdete

6.2.4 Az NRHT lezárási koncepciója, intézményes ellenőrzés

Az utolsó átvett hulladécsomag végleges elhelyezését követően a jelenlegi lezárási terv alapján gondoskodni kell a hulladékok fogadására, minősítésére, feldolgozására, csomagolására és puffertárolására szolgáló felszíni épületek és az abban lévő technológiai rendszerek szennyezettség-mentesítéséről és elbontásáról (illetve egyéb célú hasznosításáról), valamint a telephely megtisztításáról az esetleges ipari és radioaktív szennyeződésektől. Az ezen tevékenységek során keletkező valamennyi radioaktív hulladékot a felszín alatti tároló erre a célra fenntartott részében kell véglegesen elhelyezni. Ezt követően kell megkezdeni a felszín alatti tároló végső lezárását (felhagyását).

Az I-K1 tárolókamrában a vasbeton konténerek és a vágatfal közti teret az első kamramező teljes feltöltését követően visszatömedékelik. A tömedékelés betonból készül, amelybe gránitüzalék kerül adalékanyagként. Az új, kompakt hulladécsomagokat tartalmazó kamrák esetében azok tömedékelése a hulladék elhelyezéssel párhuzamosan, szakaszoltan megtörténik. Minden tárolókamra összekötő vágathoz csatlakozó, ún. nyaktagi részén a tervek záródugó kialakítását irányozták elő.

A kiszolgáló és megközelítő vágatrendszer tömedékelését zúzott gránittal tervezik úgy, hogy meghatározott helyeken betonból, illetve bentonitból kialakított szakaszoló dugók kerülnek beépítésre. E dugók közül kiemelkedő jelentőséggel bírnak az ún. torlasztói záródugók. A lezárási koncepciót megalapozó vízföldtani modellezés kimutatta, hogy a tároló hosszú távú radiológiai biztonsága szempontjából kulcsfontosságú feladat azon vízzáró töréses övek visszazárása, amelyeket a megközelítő vágatok (lejtősaknák) harántolnak. A lezárási továbbfejlesztett koncepcióterve szerint ezeknél a harántolásoknál ún. torlasztói záródugókat kell kialakítani. A nyitópontnál a későbbi szándékolatlan emberi behatolás valószínűségének csökkentése érdekében szintén betondugót terveznek beépíteni.

Az NRHT kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére méretezett felszín alatti tároló a 250 m-es mélységre tekintettel gyakorlatilag geológiai tároló. Az ilyen mélységtartományban elhelyezkedő radioaktív hulladék-tárolók esetében a szándékolatlan emberi behatolás valószínűsége sokkal alacsonyabb, mint a felszíni tárolók esetében; a nemzetközi ajánlások azt a tervezési alapon kívüli eseményként javasolják figyelembe venni. E szempontok alapján az NRHT esetében a tervekben 50 évet vettek figyelembe az aktív intézményes ellenőrzés időtartamára. Ennek során egy csökkentett terjedelmű monitoring rendszer üzemeltetését tervezik, melynek kizárólagos célja az esetleges anomáliák kimutatása.

A létesítmény helyével és jellemzőivel kapcsolatos ismeretek, információk hosszú távú megőrzését – akár az aktív intézményes ellenőrzés időtávján túl is – biztosítani kell. Ezt a követelményt a vonatkozó informatikai rendszerek (pl.: hulladék nyilvántartó) tervezésénél figyelembe vették. A passzív intézményes ellenőrzés időtartamát követően azt kell feltételezni, hogy a létesítmény helyének és jellemzőinek ismerete feledésbe merült.

6.2.5 Az új blokkok hatása az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére

A paksi telephelyen létesülő két új atomerőművi blokk üzemeltetése és leszerelése során képződő kis és közepes aktivitású hulladék jelentős hatást gyakorol az NRHT kialakítására mind mennyiségi, mind időütemezési szempontból.

Az új atomerőművi blokkok üzemviteli kis és közepes aktivitású hulladékainak elhelyezéséhez elegendő tárolókapacitás alakítható ki az NRHT I. kamramezőjében rendelkezésre álló fennmaradó tárolókamrákban. Ebben az esetben viszont a Paksi Atomerőmű négy blokkjának lebontásából származó kis és közepes aktivitású hulladék számára a 2060-as évek elejére ki kell alakítani a szükséges tárolókapacitást az NRHT bővítésével. A jelenleg földtanilag alkalmasnak minősített térrészen belül több terület is figyelembe vehető a bővítés megvalósítására. Ezek közötti választás alátámasztására kutatási tevékenységet terveztek, melyről a 8.3.2 fejezet ad számot.

Figyelembe kell azt is venni, hogy az új blokkok a 2080-as évek közepéig fognak üzemelni, melyet a leszerelés követ. Az aktív épületrészek és technológiai rendszerek leszereléséből még akár 2100-ig is számítani kell kis és közepes aktivitású hulladék NRHT-ba történő szállításával. Amennyiben az új blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása Magyarországon történik – figyelembe véve a kiégett üzemanyag legalább 40 éves hűtési igényét a végleges elhelyezést megelőzően –, akkor fel kell készülni az átmeneti tároló üzemeltetése és leszerelése során képződő hulladékok elhelyezésére is. Fentiekből az következik, hogy az új blokkok hatására fel kell készülni az NRHT 20-40 évvel tovább történő üzemeltetésére.

6.3 Nagy aktivitású és hosszú élettartamú hulladékok kezelése

Magyarországon a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára még nem született végleges döntés (lásd 5.2 fejezet) az energetikai reaktorok vonatkozásában. A kiégett üzemanyag átmeneti tárolása mellett folyamatban van egy mélységi geológiai tároló helyszínének kiválasztása. E tárolóra bármelyik üzemanyagciklus zárási mód bevezetése esetén szükség lesz. Magyarország ezért elkötelezett amellett, hogy a nagy aktivitású és a hosszú élettartamú radioaktív hulladékot az ország területén belül egy stabil, mélységi geológiai tárolóban helyezi el. Az egységes nemzetközi álláspont szerint egy ilyen tároló alkalmas a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezésére (amely ebben az esetben nagy aktivitású hulladéknak tekintendő), illetve a kiégett üzemanyag feldolgozása során keletkezett másodlagos nagy aktivitású hulladékok befogadására is. Egy mélységi geológiai tároló létesítése végleges megoldást nyújt mindkét esetben, függetlenül attól, hogy milyen döntés születik az üzemanyagciklus záró szakaszáról.

6.3.1 A telephely-kiválasztás előzményei, jelenlegi helyzet

Magyarországon a nagy aktivitású radioaktív hulladékok végleges elhelyezésére irányuló kutatási program 1993 végén a Nemzeti Projekt keretében – a Nyugat-Mecsek térségében található Bodai Agyagkő Formáció (a továbbiakban: BAF) vizsgálatával – kezdődött, majd annak 1995 márciusában történő befejeződése után önálló kutatási programként folytatódott. A rövidtávú kutatási program (1996-1998 között) középpontjában a BAF-ban létesített földalatti laboratóriumban (a térségben mélyült uránbánya vágatrendszeréből kialakított kutatóvágatban) végzett vizsgálatok álltak. A kutatás ezen időszakában a magyar szakembereket a kanadai Atomic Energy of Canada Limited (AECL) kollégái is segítették. Az uránbánya bezárása következtében a földalatti laboratóriumot, amely korábban a bányán keresztül volt megközelíthető, 1998 végén felhagyták. A rövidtávú kutatási program célorientált vizsgálatai megerősítették, hogy a BAF geometriai méretei, izolációs tulajdonságai és geotechnikai jellemzői nemzetközi összehasonlításban is megfelelőek, mindenképpen érdemesek a továbbkutatásra.

Az 1998-ban megalakult RHK Kft. újragondolta a tároló kialakítására irányuló elképzeléseket, és 2000-ben az ország teljes területére kiterjedő formáció-minősítő kutatást (screening) végeztetett el. A szűrés kiinduló adatbázisa minden olyan nyilvántartott magyarországi képződményt tartalmazott, amely a 300 és 1000 m felszín alatti mélységközben előfordulással rendelkezik. A felmérést egy kombinált, kétfokozatú szűrés módszer alapján végezték. Az első lépésben (negatív szűrés fázis), igen enyhe kritériumok alkalmazásával kiszűrésre kerültek a geometriai, szakmai, vagy eljárásjogi szempontból nyilvánvalóan alkalmatlan képződmények. E fázis végére 20 formáció maradt, összesen 32 területi egységen. Második lépésben, a részletes értékelés fázisában valamennyi fennmaradó képződményt egységes értékelési szempontok szerint minősítették.

Az országos szűrés eredményeképpen a részletesen értékelt képződményeket három kategóriába sorolták: a „további kutatásra javasolt”, a „szükség esetén mérlegelhető” és a

„nem javasolt” területekre. A „javasolt” kategóriába 6 közzétett területet soroltak 9 területi egységen, amelyek közül a meghatározott kritériumok szerint és a megbízhatóság fokában is kiemelkedett a BAF Nyugat-mecseki előfordulása. A BAF Gorica térségi előfordulása az 5. helyre, szintén a „javasolt” kategóriába került. A rangsor elején „végzett” még a Kiscelli Agyag Formáció két előfordulása és a Baksai Komplexum. A felmérés eredményei szerint tehát a BAF bizonyult a nagy aktivitású hulladékok legígéretesebb befogadó közetének.

A fentiek alapján kutatási program készült a magyarországi nagy aktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok elhelyezésére alkalmas telephely és egy új földalatti kutatólaboratórium helyszínének kijelölésére a Nyugat-Mecsekben. A szükséges jóváhagyási folyamat után a terepi kutatás 2004-ben megkezdődött, de 2006-ban finanszírozási nehézségek miatt félbeszakadt.

A kutatások megindításával párhuzamosan, 2004-ben készült el az atomerőművi és kutatóreaktori kiégett üzemanyag, valamint az egyéb nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú radioaktív hulladékok elhelyezésére vonatkozó koncepcióterv. A terv egy előzetes koncepciót adott a hulladékcsomagok kialakítására, a tokozó üzem létesítésére, és a tároló vázlatos elrendezésére az alkalmazandó mérnöki gáttal együtt. Ez a terv szolgált a későbbi költségbecslések alapjául.

A 2004 előtti BAF kutatások információs bázisán 2005 elejére elkészült az egyszerűsített biztonsági értékelés, amelynek legfontosabb célja a befogadó közet, illetve formáció alkalmasságának előzetes megítélése volt. Az előzetes értékelés megerősítette, hogy a BAF képződményei nagy tömegük, izotópmegkötő képességük, kis porozitásuk és alacsony vízvezető képességük miatt alkalmasnak látszanak a hulladéktároló befogadására.

A BAF kutatás hosszú távú programját aktualizáló tartalmi, pénzügyi és ütemezési koncepció 2008-ban készült el. Ez a terv a nemzetközi gyakorlattal összhangban fázisokra tagolt földtani kutatást irányzott elő, amely három felszíni és két felszín alatti fázisból áll. A 2004 és 2006 között végrehajtott terepi tevékenységeket hívjuk az I. felszíni fázis 1. szakaszának.

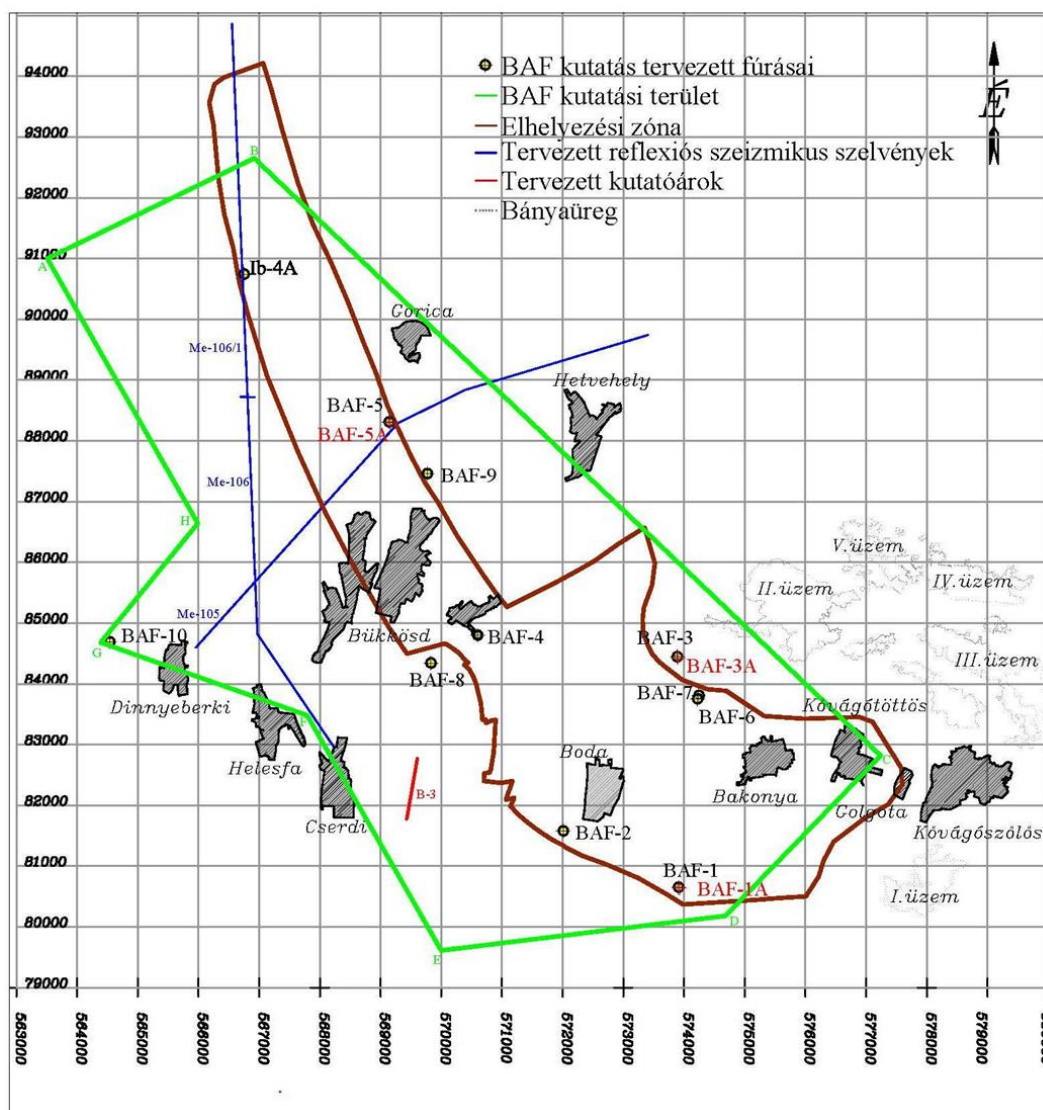
Az RHK Kft. 2012-ben összeállította az I. felszíni fázis 2. szakaszára vonatkozó kutatási tervet, amit az illetékes hatóság, a Pécsi Bányakapitányság 2013 májusában jóváhagyott. A 2014-ben újraindított kutatás a 2006-ban félbeszakadt 1. szakasz folytatása és befejezése. A kutatás célja a BAF általános helyszínminősítése, a biztonsági értékelés számára szükséges földtani adatok és információk megszerzése, a bizonytalanságok csökkentése. A kutatási fázis végére előirányzott integrált értékelés alapján lehet a célterületet szűkíteni, és a következő kutatási fázis részletes tervét összeállítani.

A Nyugat-Mecsekben folyó földtani kutatás területét, mely 87 km²-re terjed ki, a 18. ábra mutatja. Az ábrán a zöld vonal a kutatási terület lehatárolását, míg a barna vonal azt a felszíni vetületet mutatja, ahol a BAF kedvező helyzetben (500-900 m közötti mélységben) helyezkedik el.

Az agyagkő formációnak és környezetének közvetlen vizsgálatát, a képződmények dokumentálását és mintázását, a helyszíni mérések lefolytatását elsősorban a kutatási létesítmények (sekély- és mélyfúrások, kutatóárok) teszik lehetővé. Ezen belül kiemelt szerepük van a mélyfúrásoknak, hiszen e fúrásokkal juthatunk közvetlen földtani

információhoz a tároló szintjén, több száz méter mélységében. A fúrómagot dokumentálják, mintázzák és a mintákon laboratóriumi vizsgálatokat végeznek. A fúrólukokban helyszíni geofizikai, geotechnikai és hidrogeológiai mérések folynak.

A kutatási terület „átvilágítása” felszíni geofizikai módszerrel, szeizmikus reflexiós szelvényekkel történik. Ezen szelvények teszik lehetővé a fúrési információ térbeli kiterjesztését.



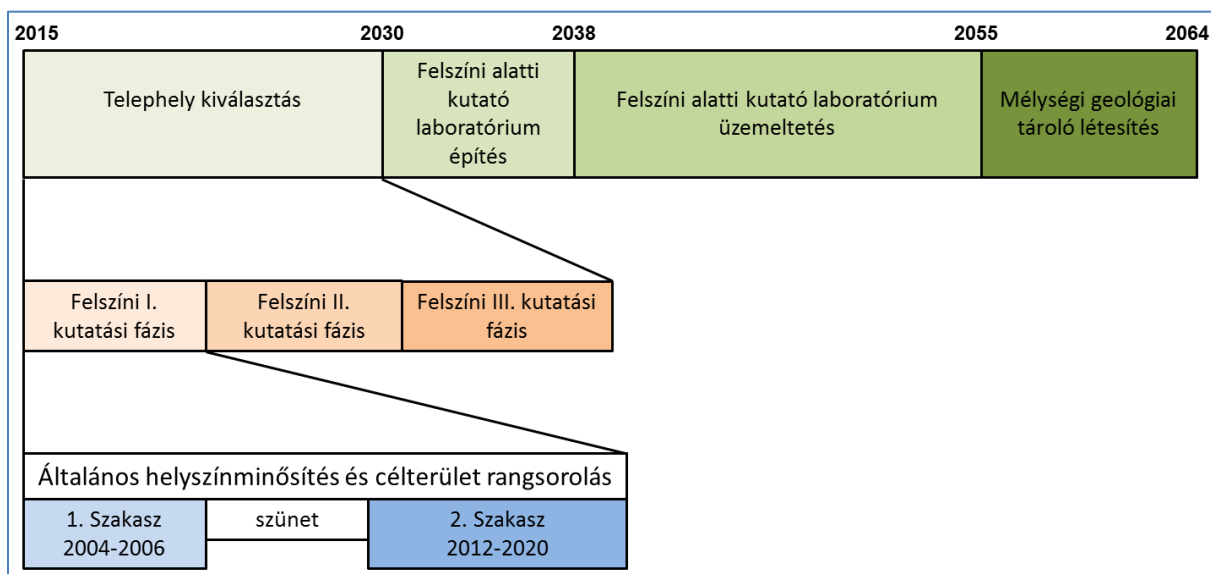
18. ábra: A BAF felszíni I. fázis 2. szakaszának kutatási területe (EOV koordinátarendszerben ábrázolva)

6.3.2 A mélységi geológiai tároló kialakításának időütemezése

A nemzetközi gyakorlat azt mutatja, hogy a nagy aktivitású hulladékok, illetve a kiégett üzemanyag befogadására alkalmas mélységi geológiai tárolók megvalósítása évtizedekig tart. Az 1970-es évek végén indult, ma előrehaladottnak számító programok azt a célt tűzték ki,

hogy 2025-ig szeretnék az első mélységi geológiai tárolókat üzembe helyezni Európában. Ezt tükrözi a geológiai elhelyezés megvalósításának elősegítésére létrehozott európai uniós technológiai platform (IGD TP⁵) víziója is.

A BAF kutatás hosszú távú programját aktualizáló koncepcióban a tároló megvalósításának időszükségletét – a nemzetközi tapasztalatokkal összhangban – 51 évben határozták meg. A fázisokra tagolt földtani kutatásra és a tároló kialakítására vonatkozó ütemezést a 19. ábra szemlélteti.



19. ábra: A mélységi geológiai tároló megvalósításának ütemezése

A felszíni kutatás célja eljutni a tároló telephelyének kiválasztásáig mind a felszínen, mind a felszín alatt. Az I. Felszíni kutatási fázis célja általános helyszínminősítés és célterület kiválasztás. A fázis végén a jelenlegi 87 km²-es kutatási területen belül rangsorolni kell az elhelyezés szempontjából alkalmas területe részeket. A leszűkített kutatási területen folytatódik a II. kutatási fázis, amelynek végén kijelölhető a mélységi geológiai tárolótelephelye, valamint a hozzá tartozó felszíni telephely területe, és megtörténik a minősítésük. A III. Felszíni kutatási fázis a Felszín alatti kutatólaboratórium előkészítésére irányul.

A magyar programban még nem eldöntött, hogy a kutatólaboratórium része lesz-e a későbbi tárolónak vagy sem. Az ezzel kapcsolatos döntést a felszíni kutatások eredményei és a tároló előzetes elrendezésének figyelembe vételével lehet meghozni. A döntés irányától függetlenül a kutatólaboratórium létesítése jelentős mérföldkő a tároló megvalósításának folyamatában. Ezen a ponton válik szükségessé a létesítést előkészítő tevékenységek megkezdéséhez az Országgyűlés előzetes elvi hozzájárulásának megkérése, amelyet az Atomtörvény ír elő.

⁵ Implementing Geological Disposal Technology Platform

6.3.3 Az új blokkok hatása a mélységi geológiai tároló kialakítására

Az új atomerőművi blokkok három szempontból gyakorolnak mértékadó hatást a mélységi geológiai tároló kialakítására. Egyrészt a kiégett üzemanyag megnövekedő mennyiségét, valamint a nagyobb méretű kiégett kazettákat figyelembe kell venni a tároló tervezésénél; a bővíthetőség fontos szempont kell, hogy legyen. Másrészt az új blokkok várhatóan a 2080-as évek közepéig üzemelnek, és a kiégett üzemanyag – vagy a reprocesszálsból származó nagy aktivitású hulladék – még több évtizedes hűtést igényel, ezért a mélységi tároló várható üzemideje nem 20 év, hanem akár 50-60 év is lehet. A harmadik szempont a nukleárisüzemanyag-ciklus lezárásának lehetőségeivel függ össze. Amint az 5.2 fejezetben bemutatásra került a jelenleg referenciaként figyelembe vett közvetlen elhelyezés mellett több eltérő cikluszárási opcióval is számolni lehet a jövőben, és ez utóbbiak választásának valószínűségét növeli, ha hat blokkra optimalizálják a folyamatot.

A feldolgozást is tartalmazó alternatívák esetén a reprocesszáls hulladékok elhelyezésének körülményeit is vizsgálni kell a telephely kutatás és a tároló tervezése során. Ebből adódik az a követelmény, hogy a mélységi tároló telephelyének kiválasztásánál a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszából kikerülő elhelyezendő hulladékkal szemben a lehető legnagyobb rugalmasságot kell biztosítani. Ezt teszi lehetővé a „mérlegelve haladj előre elv” alkalmazása. A mérlegelésre vonatkozó döntési pontok az 5.2.3 fejezetben ismertetjük, míg az előrehaladás a mélységi geológiai tároló telephely-kiválasztásának folytatásában (lásd 6.3.2 fejezet) került bemutatásra.

A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó döntések meghozatala előtt az összehasonlító gazdasági elemzések elkészítésének keretében részleteiben meg kell határozni az egyes cikluszárási opciók hatását a mélységi tároló kialakításának költségvonatkozásaira.

7 Nukleáris létesítmények leszerelése

A hatályos hazai szabályozás alapján a nukleáris létesítményekre előzetes leszerelési tervet kell készíteni, és azt ötévente felül kell vizsgálni. Ebben igazolni kell, hogy a műszaki technológiák adott szintjén a létesítmény biztonságosan leszerelhető. A leszerelési terv másik fontos feladata, hogy abban meghatározzák az adott létesítmény leszerelésének várható költségét és a lebontásból származó hulladékok mennyiségét.

Az alábbi fejezetekben bemutatásra kerülnek a hazai nukleáris létesítmények leszerelésére vonatkozó tervek, melyek fontos stratégiai elemét képezik a nemzeti program belső összefüggésrendszerének, időbeli ütemezésének.

7.1 A Paksi Atomerőmű leszerelése

7.1.1 Előzmények

A Paksi Atomerőmű leszerelésével kapcsolatos előkészítő tevékenységek 1993-ban az 1-2. blokkok leszerelésével foglalkozó tanulmány elkészítésével kezdődtek. Az 1997-ben készített Előzetes Leszerelési Terv már kiterjedt mind a 4 blokk, illetve a KKÁT leszerelésére is. Ezeket a terveket a létesítmény engedélyese, a Paksi Atomerőmű Zrt. készítette. 1998-ban jogszabály változás következtében az RHK Kft. átvette a leszereléssel kapcsolatos előkészítő tevékenységek végzését, és ettől kezdve a Leszerelési Tervek aktualizálásának finanszírozását az Alap biztosítja.

Eleinte nem volt elegendő tapasztalat és információ Magyarországon a nukleáris létesítmények leszerelésével kapcsolatban, ezért az RHK Kft. szükségesnek tartotta az elkészült dokumentumok véleményeztetését, melyhez a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (a továbbiakban: NAÜ) szakértői segítségét kérték. A dokumentumok felülvizsgálata három témakörben történt meg:

- a leszerelési adatbázis struktúra kialakítása;
- a reaktortartályok és belső szerkezeti elemeik felaktiválódás számításai;
- a leszerelési terv felülvizsgálata.

A felülvizsgálatok eredményeként NAÜ szakértői vélemények készültek, melyek javaslatait a további előkészítő tevékenységek során figyelembe vették.

1993-2012 között mind a Paksi Atomerőmű Zrt., mind az RHK Kft. által készített előzetes leszerelési tervek még 6 különböző leszerelési opciót vizsgáltak. Mivel ezek sok esetben mind költség, mind hulladék mennyiség tekintetében nagyon hasonlítottak egymáshoz, ezért döntés született az opciók számának a csökkentéséről. Ennek eredményeként a későbbi elemzés már csak az alábbi, nemzetközileg elfogadott és alkalmazott, két opciót vizsgálta:

- azonnali leszerelés;
- halasztott leszerelés a primer kör 20 éves védett megőrzésével.

A fent említett két leszerelési opció komplex értékelésére a „Megalapozás a hazai radioaktív hulladékok és kiégett fűtőelemek kezelésének és elhelyezésének új programjához” című dokumentum készítése során került először sor.

A létesítmény leszerelési költségeinek meghatározásakor három nemzetközi szervezet (OECD Nukleáris Energia Ügynökség, Nemzetközi Atomenergia Ügynökség, Európai Bizottság) által kidolgozott, nukleáris létesítmények leszerelési költségeinek számítására szolgáló költségkód rendszert vették alapul.

A 2012-2014 között elvégzett felülvizsgálat részeként 2012-ben elkészült az atomerőmű technológiai rendszereinek és épületszerkezeteinek radiológiai alapállapot-felmérése, valamint megtörtént a reaktor biológiai védelmek felaktiválódás-számításának felülvizsgálata és a leszerelési terv egyes fejezeteinek aktualizálása.

A Paksi Atomerőmű leszerelésének preferált opciója a primerkör 20 évig tartó védett megőrzését és az azt követő leszerelést irányozza elő. A leszerelési tevékenységek

eredményeként elérendő végső cél a telephely felhasználhatóvá tétele bizonyos korlátozások fenntartása mellett.

A paksi telephelyen létesülő új atomerőművi blokkok várhatóan a 2080-as évek közepéig fognak üzemelni. Célszerű az egy telephelyen lévő 6 blokk leszerelési stratégiáját a későbbiekben összehangolni, amely a jelenlegi 4 blokk esetén a védett megőrzési időszak kismértékű növekedéséhez vezethet.

7.1.2 A leszerelési folyamat időzítése

A blokkok leállításától a leszerelési tevékenységek befejezéséig tartó időszak alapvetően négy szakaszra osztható. Az egyes szakaszok ütemezése a 18. táblázatban található.

Az első szakasz, melyet átmeneti időszaknak neveznek, az 1. blokk leállításának időpontjától kezdődik és az utolsó kiégett kazetta KKÁT-ba történő kiszállításáig tart. Figyelembe véve a blokkok indítása között eltelt időintervallumokat, és feltételezve, hogy azok az indulás sorrendjében lesznek leállítva, ez a periódus kb. 10 évig tart.

Az átmeneti időszak végére már rendelkezni kell érvényes leszerelési engedéllyel és ekkor történik meg a Paksi Atomerőmű Zrt. és az RHK Kft. közötti engedélyesi jogkör átadás-átvétele is.

Az átmeneti időszakot a leszerelés I. fázisa követi, ami a preferált leszerelési opcióban a teljes ellenőrzött zóna 20 éves védett megőrzését és a szabad zóna leszerelését/lebontását foglalja magában.

A II. fázisban történik meg a felaktiválódott, illetve kontaminálódott technológiai elemek és épületszerkezetek leszerelése és lebontása. A II. fázis tervezett időtartama 8 év.

A III. fázis alapvetően a már inaktív épületek bontásból, a reaktorberendezések darabolásából, a hulladék kezeléséből, valamint a terület rehabilitációjából és a végső sugárvédelmi felmérésből tevődik össze. A III. fázis tervezett időtartama 11 év.

18. táblázat: A Paksi Atomerőmű halasztott leszerelési opciójának ütemezése

Szakaszok- feladat	Kezdet	Vége
Átmeneti időszak	2032. 01. 01.	2041. 12.3 1.
I. Leszerelési Fázis – Védett megőrzés, szabad zóna lebontása	2042. 01. 02.	2061. 12. 30.
II. Leszerelési Fázis – A felaktiválódott, illetve kontaminálódott terjedelemből leszerelés, lebontása	2062 .01. 02.	2069. 12. 31.
III. Leszerelési Fázis – Az inaktív terjedelemből lebontása	2070. 01. 01.	2080. 12. 31.

7.1.2.1 Átmeneti időszak

Az átmeneti időszakban a létesítmény engedélyese az MVM Paksi Atomerőmű Zrt., amelynek a legfontosabb feladata a nukleáris biztonság fenntartása és a kiégett kazetták hűtését követően azok KKÁT-ba való kiszállítása.

Ekkor történik meg a létesítmény üzemeltetésének befejezése és felkészítése a védett megőrzésre. Ennek részeként dekontaminálási műveleteket hajtanak végre a dózisteljesítmény csökkentése végett. Ez többek között autonómköri dekontaminálást, a rendszerek leürítését, az üzemi közegek eltávolítását, a helyiségek fal és padló burkolatainak tisztítását jelenti.

Az átmeneti időszakban az engedélyes fontosabb feladatai még a következők:

- a kezelési utasítások felülvizsgálata;
- létszámleépítési-terv készítése;
- az üzemeltetési hulladékok feldolgozása;
- a pihentetett kazetták kiszállítása a KKÁT-ba;
- az engedélyesi jogkör átadás-átvételében való közreműködés.

A fenti feladaton túlmenően be kell fejezni a radioaktív hulladékfeldolgozási tevékenységeket, és az ilyen típusú hulladékokat el kell szállítani az NRHT-ba.

Az átmeneti időszakban végrehajtandó tevékenységek lényeges eleme az előzetes tervezéshez szükséges radiológiai felmérés.

A leszerelési munkák tervezéséhez szükséges radiológiai felmérésen kívül az átmeneti időszakban el kell végezni a veszélyes anyagok (gyúlékony, robbanásveszélyes, toxikus anyagok, azbeszt) felmérését.

A környezeti hatásvizsgálati és az egységes környezethasználati engedélyezési eljárásról szóló 314/2005. (XII. 25.) Korm. rendelet alapján a leszerelési tevékenységek végzéséhez környezetvédelmi engedélyre van szükség. Az előzetes vizsgálati eljárást követően még a Leszerelési Terv végleges változatának elkészítését megelőzően környezeti hatásvizsgálati eljárást kell lefolytatni.

Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. és az RHK Kft. közötti engedélyesi jogkör átadás-átvétele két lépcsőben (1-2. majd 3-4 blokkok) valósul meg. Az engedélyezési eljárásokkal párhuzamosan megkezdődik a leszerelésért felelős projektirányító szervezet felállítása az RHK Kft. szervezetén belül. A projektirányító szervezet felelős a leszerelési folyamat teljes körű irányításáért. Kiemelt feladatai közé tartozik az engedélyeztetés, a beszállítók kiválasztása, a szerződéskötési tevékenység, a beruházási és értékesítési feladatok ellátása, valamint az oktatás. A szervezet feladatai a leszerelési tevékenységek befejezését követően érnek véget.

7.1.2.2 I. fázis

Az I. fázis alapvetően a primerkör védett megőrzését jelenti, ugyanakkor ebben a fázisban történik az inaktív terjedelemben leszerelését és lebontását kiszolgáló létesítmények és infrastruktúra kialakítása, majd a fázis közepétől elkezdődik a szabad zóna leszerelése és

lebontása. Az inaktív terjedelem leszerelésében és bontásában az udvartéri épületek és a turbinacsarnok egy része érintett.

Az udvartéri épületeknek további feladatuk nincs a leszerelési folyamatban, így ezek leszerelése és lebontása teljes körűen megtörténik, szemben a turbinacsarnokkal, amelyből – a szükséges átalakítások elvégzését követően – a radioaktív hulladékokat kezelő munkaterület kerül kialakításra (aktív hulladék-kezelő létesítmény). Ebben a fázisban a munkák végrehajtásához szükség van az átmeneti inaktív hulladék-kezelő létesítmény (bontótelep) létrehozására. Ez a létesítmény dolgozza fel a bontásból származó inaktív építészeti anyagokat, valamint itt történik a technológiai leszerelés inaktív hulladékainak átmeneti tárolása.

A II. fázis leszerelési tevékenységeinek végrehajtásához szükséges létesítmény még a nagyberendezés tároló épület, ami szintén ebben a fázisban épül meg.

7.1.2.3 II. fázis

A II. fázis elején szerelik le a primer kör technológiai rendszereket. Ez egy komplex tevékenység, amely egyrészt a technológiai rendszerek (gépész, villamos és irányítástechnikai) helyszíni leszereléséből és darabolásából, másrészt a csőutakban pihentetett nagy aktivitású hulladék kitermeléséből, valamint az ezekből kikerülő hulladékmennyiségek kezeléséből áll.

Ennek a szakasznak az elején történik a reaktor berendezések eltávolítása a következő módon:

- 1) A reaktor berendezések legaktívabb részei az ún. reaktor kosarak, melyek a fűtőelemek üzem közbeni rögzítésére szolgálnak. A számítások szerint a reaktor kosarak több évtizedes tárolás után is nagyaktivitású hulladéknak fognak minősülni, ezért egyedi konténerekbe kerülnek elhelyezésre és pár évtizedes telephelyi tárolást követően a mélységi geológiai tárolóba kerülnek végleges elhelyezésre.
- 2) A reaktor berendezések többi belső szerkezeti elemét visszahelyezik a tartályokba. A tartályok aktív zóna körüli részeire biológiai védőgyűrűket erősítenek fel, majd új lezáró fedelek felhelyezése, a levágott csónkok helyeinek lehegesztése és külső festés után a telephelyen egy új épületben (nagyberendezés tároló épület) pihentetik azokat a végleges feldarabolásukig.
- 3) A többi nagyberendezés, beleértve a gőzfejlesztőket végtelenített szalagfűrészek felhasználásával a beépítési helyüktől nem messze kerülnek feldarabolásra.

A hulladékkezelés tevékenységéhez kapcsolódik az ellenőrzött zónában lévő anyagok radiológiai minősítése, szennyezettségük alapján történő osztályozása. A minősítés célja az optimális dekontaminálási eljárás meghatározása az egyes rendszerelemek vonatkozásában. A szükséges dekontaminálási eljárások végrehajtását követően a hulladékok kondicionálására, majd az ezt követő radiológiai minősítésére kerül sor. A hulladékkezelési műveletek a turbinacsarnokban kialakított munkahelyen (aktív hulladék-kezelő létesítmény) fognak folyni, beleértve a radioaktív hulladékcsomagok ideiglenes tárolását is.

A technológiai rendszerek eltávolítása után kezdődik meg a szennyezett épületszerkezetek (felaktiválódott betonszerkezetek a reaktortartály környezetében, primerköri közeg folyásával érintett épületszerkezetek és a csőutak szerkezeti elemei) eltávolítása, majd az épületszerkezetek és helyiség felületek azt követő dekontaminálása.

A II. fázis végére a leszerelési tevékenységek az inaktív állapot elérésére irányulnak a Paksi Atomerőmű épületei vonatkozásában, amit a végső radiológiai felmérésnek kell igazolnia.

A II. fázis végén végrehajtandó végső radiológiai felmérés terjedelmébe nem tartozik a reaktortartályokat tartalmazó nagyberendezés tároló épület.

7.1.2.4 III. fázis

A III. fázis alatt történik meg az ellenőrzött zónát magába foglaló már teljesen tiszta épületek bontási munkálatainak elvégzése. Ebben az időszakban bontják le a fő- és segédépületeket, az egészségügyi épületet, valamint a telephelyi közműveket. Ebbe a fázisba tartozik még a reaktor berendezések darabolása (2077-2078 között).

A III. fázis utolsó két évében valósul meg a telephely rehabilitációja, a nagyberendezés tároló épület elbontása és a telephely végső radiológiai felmérése.

7.2 A KKÁT leszerelése

A KKÁT a Paksi Atomerőmű üzemeltetése során keletkező kiégett üzemanyag átmeneti tárolására létesült az erőmű szomszédságában, tervezett üzemideje 50 év. A központi fogadó épület és a hozzá tartozó technológia üzembe helyezése az első három kamrával együtt 1997-ben történt meg, az üzemeltetési engedélyt 1998-ban adta ki az illetékes hatóság. A létesítmény tervezett üzemidejét a Paksi Atomerőmű üzemidejének meghosszabbításához és a mélységi geológiai tároló tervezett üzembe helyezési időpontjához igazodóan 25 évvel, 2072-ig meg kell hosszabbítani, melynek feltétele a vonatkozó hatósági engedélyezési eljárás lefolytatása.

A Paksi Atomerőmű és a KKÁT leszerelésére - a két létesítményt üzemeltető szervezet 2000-ben történt különválasztásáig- csak egy rendszeresen felülvizsgált leszerelési terv létezett, és az mind a két létesítménnyel foglalkozott. A különválasztás után 2010-ben készült el a KKÁT első teljesen önálló Leszerelési Terve.

A KKÁT fent említett leszerelési terve csak egy, az ún. azonnali leszerelési változatot vizsgálja, amely költséghatékonysági szempontok miatt szorosan illeszkedik a Paksi Atomerőmű leszereléséhez.

A KKÁT leszerelésének eredményeként elérendő végső állapot – a Paksi Atomerőműéhez hasonlóan – a telephely felhasználhatóvá tétele bizonyos korlátozások fenntartása mellett.

7.2.1 A leszerelési folyamat időzítése

A leszerelési tevékenység a leszerelési engedély birtokában, az összes kiégett fűtőelem eltávolítása után 2073-ban kezdődik és a tervek szerint 2077-ben fejeződik be. A leszerelés célszerűen három fázisra bontható, amit a 19. táblázat szemléltet.

19. táblázat: A KKÁT azonnali leszerelési opciójának szakaszai

Szakaszok	Tevékenységek	Kezdet	Vége
I. fázis	A leszerelés műszaki és adminisztratív feltételeinek megteremtése	2073.01.01.	2073.04.26.
II. fázis	A kontaminálódott rendszerek és épületszerkezetek leszerelése/lebontása	2073.04.26.	2074.06.29.
III. fázis	Az inaktív épületek lebontása, tereprendezés és a végső radiológiai felmérés elvégzése	2074.06.29.	2077.05.26.

Az I. fázisban a szennyezett rendszerek és rendszerelemek leszereléséhez, illetve épületszerkezetek bontásához (szennyezett felületi bevonatok eltávolításához) szükséges műszaki és adminisztratív feltételek megteremtésére kerül sor. A folyamat eredményeként a telephely fizikai védelmének ellátása mellett kiépítik a leszerelés végrehajtásához szükséges infrastruktúrát, és biztosítják a személyzet és eszközpark rendelkezésre állását.

A leszerelés II. fázisa alatt a radioaktívan szennyezett, valamint inaktív rendszerek, rendszerelemek leszerelése és a kontaminálódott épületszerkezetek bontása történik, amelyhez biztosítani kell a végrehajtás feltételrendszerét. A különböző tevékenységek a nukleáris biztonsági hatóság által kiadott, ún. leszerelési engedély előírásait betartva hajthatók végre. A II. fázis végállapota a KKÁT és a telephely vonatkozásában a rendszerek és rendszerelemek leszerelésével, a kontaminálódott felületi bevonatok eltávolításával, a radioaktív szennyezés teljeskörű felszámolásával jellemezhető. Ehhez biztosítani kell a végrehajtáshoz szükséges műszaki és adminisztratív feltételeket és a telephely fizikai védelmét.

A leszerelés III. fázisában az épületek és épületszerkezetek bontására, a terület rendezésére és a telephely további felhasználásra való előkészítésére kerül sor a leszerelést kiszolgáló infrastruktúra lebontása, a személyzet és eszközpark levonulása, a fizikai védelem felszámolása és a hatósági felügyelet megszüntetésére irányuló hatósági engedélyezési eljárás lefolytatása mellett.

Az előzetes leszerelési terv számításai azt mutatják, hogy a KKÁT leszerelése során nagyjából 500 darab 200 l-es hordónyi (azaz kb. 100 m³) kis és közepes aktivitású hulladék fog keletkezni, azonban nagy aktivitású hulladék várhatóan nem képződik.

7.3 Az új blokkok leszerelése

Az új atomerőmű blokkok tervezésénél a nemzetközi ajánlásokat is figyelembe véve fontos követelmény, hogy az atomerőmű felhagyása során a lehető legkevesebb radioaktív hulladék keletkezzon. Ezt a célt szolgálja a magyar szabályozás azon előírása, miszerint a létesítési engedély megszerzésének előfeltétele az előzetes leszerelési terv megléte, amelyet az üzemidő végéig rendszeresen (5 évente) felül kell vizsgálni.

A nemzetközi gyakorlattal összhangban az 5-6 blokk leszerelésére az azonnali leszerelési opciót veszik figyelembe. A leszerelés tervezett fázisai:

- atomerőművi blokkok leállítása (6 hónap),
- felkészülés a leszerelésre (5 év),
- berendezések szétszerelése és a terület rekultiválása (10 év).

A leszerelés során képződő hulladékok becsült mennyiségéről a 3.2.6 fejezet ad számot.

7.4 A Budapesti Kutatóreaktor leszerelése

A Budapesti Kutatóreaktor leállításának a referencia időpontjaként 2023. került rögzítésre a nemzeti program elkészítéséhez, de a leállítás pontos időpontjának meghatározása a Magyar Tudományos Akadémia, illetve a mindenkori Kormány döntése lesz majd, az anyagi lehetőségek figyelembevételével.

Az üzemeltetési időszak a leszerelés előkészítési, tervezési fázisa. Ezt az üzemeltető szervezet, a Magyar Tudományos Akadémia Energiatudományi Kutatóközpont (a továbbiakban: MTA EK) végzi. 2005-től kezdődően, 5 évenkénti felülvizsgálat (aktualizálás) mellett előzetes leszerelési terv készült, amely a Budapesti Kutatóreaktor Végleges Biztonsági Jelentésének 6. kötete. A végleges leszerelési tervet a reaktor végleges leállítása előtt 1 évvel kell elkészíteni és benyújtani az atomenergia felügyeleti szervhez jóváhagyásra. A végleges leszerelési terv egy fejezete, a telephely részletes radiológiai feltérképezése, csak a leállítás és a kiegészítő fűtőelemek elszállítása után végezhető el. Ezzel a fejezettel az átmeneti időszakban egészül ki a leszerelési terv.

A leállítást követően – az előzetes leszerelési terv szerint – 2 éves átmeneti időszak következik, majd a másfél éves bontási, leszerelési fázis, melynek végén a terület a rajta lévő épületekkel – sugárvédelmi szempontból tiszta állapotban – visszakerül a tulajdonoshoz, a Magyar Tudományos Akadémiához. Fontos megjegyezni, hogy amennyiben az Oktatóreaktor és a Budapesti Kutatóreaktor leállítása 2027-ben, illetve 2023-ban következik be, akkor az átmeneti időszakot 2028-2029-ig meg kell hosszabbítani az 5.3 fejezetben részletezett okok miatt. A leszerelést az alábbiakban bemutatott ütemezés szerint tervezik végrehajtani.

Az átmeneti időszak 2 éves periódusában a telephely üzemeltetője továbbra is az MTA EK lesz. A leszereléssel kapcsolatos főbb feladatok ebben az időszakban:

- valamennyi üzemeltetési hulladék (aktív, inaktív és veszélyes) elszállítása a telephelyről,

- valamennyi fűtőelem (friss és kiégett) elszállítása a telephelyről Oroszországba,
- a telephely radiológiai feltérképezése,
- dekontaminálás,
- ideiglenes daraboló műhely kialakítása a reaktorcsarnokban,
- radioaktív hulladékok tárolására, csomagolására és ellenőrzésére tároló helyek és pavilonok kialakítása a reaktorcsarnokban,
- képzési program a telephelyi dolgozók és a külső vállalkozók részére,
- állagmegóvás, karbantartás.

Az átmeneti időszak végén a telephelyet átadják a leszerelés felelőseként az Atomtörvény által kijelölt RHK Kft-nek.

A bontási, leszerelési fázisban – ami közvetlenül az átmeneti időszak után kezdődik és nagyjából másfél évig tart – elbontják a reaktor valamennyi technológiai rendszerét a hozzájuk kapcsolódó kísérleti berendezésekkel, hulladék-tárolókkal, a sugárvédelmi és a fizikai védelmi rendszerrel együtt, valamint a reaktortartály nehézbeton biológiai védelmét. Az épületek és a szellőző kémény nem kerül bontásra.

A Budapesti Kutatóreaktor leszerelése során megközelítőleg 670 m^3 inaktív, 10 m^3 inaktív veszélyes, 260 m^3 kis és közepes aktivitású szilárd radioaktív, továbbá 180 m^3 folyékony radioaktív hulladék keletkezik a reaktor leszerelésekor. A tömörítést és cementálást követően 260 m^3 kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékot, 10 m^3 veszélyes, inaktív hulladékot és 270 m^3 kommunális hulladékot kell elszállítani a telephelyről. Az inaktív hulladékot kommunális lerakóban, a veszélyes hulladékot veszélyes hulladéklerakóban, a radioaktív hulladékot az RHK Kft püspökszilági telephelyén helyezik el. A Budapesti Kutatóreaktor leszerelése során nagy aktivitású hulladék várhatóan nem képződik.

7.5 Az Oktatóreaktor leszerelése

Az Oktatóreaktor leszerelésének tervezése során több speciális szempontot is figyelembe kell venni, amelyek közül a legfontosabb, hogy a reaktor Budapest belterületén, a BME területén található. Ez azt jelenti, hogy a leszerelési tevékenység ütemezésénél figyelembe kell venni a telephelyi környezet normál üzemét, azaz a BME kampuszának működési rendjét, a mindennapi oktatási tevékenységét, olyan módon, hogy azt a leszerelés ne befolyásolja.

További speciális körülmény a szállítási útvonalak korlátozottsága, így azok teherbírása, a szállítható méret felső határa. A tervek szerint az épületet nem szükséges teljes mértékben lebontani, mivel abban a reaktoron kívül más, ahhoz nem szorosan kapcsolódó laboratóriumok is találhatók („B” szintű izotóplaboratórium, röntgenlaboratórium stb.), amelyek működhetnek a zóna és kapcsolódó szerkezeti elemeinek elbontása után is.

A leszerelés megkezdésének feltétele, hogy a reaktor épületében ne legyenek fűtőelemek. A leszereléshez és a szükséges kondicionálásokhoz a technológiák nemzetközi szinten kidolgozottak.

A leszerelési tevékenység, az átmeneti időszakot követően, várhatóan a végleges leállítás után 3 évvel kezdődne. Ebbe beletartozik a reaktor biológiai védelmi tömbjének bontása, a reaktorhoz kapcsolódó kiszolgáló és biztonsági berendezések, valamint a reaktorban található, különböző reaktorfizikai kísérletekhez tartozó egyéb berendezések eltávolítása.

Az előzetes tervek szerint az Oktatóreaktor leszerelése során az épületszerkezetet nem kell elbontani, azon csak a reaktor sugárvédelmét biztosító biológiai védelmi tömb eltávolítása miatt szükséges módosításokat szükséges elvégezni. Ennek következtében az épület később használható állapotban marad. Ennek megfelelően megmaradna az aktív vízkezelő rendszer és a sugárvédelmi ellenőrző- és jelző rendszer, valamint a fizikai védelmi rendszer is. A leszereléskor keletkező kis és közepes aktivitású hulladékokat – melynek becsült mennyisége 50 m^3 – a leszerelés engedélyese, az RHK Kft. a püspökszilági RHFT telephelyére szállítja, minősíti, kondicionálja, majd elhelyezi. Az Oktatóreaktor leszerelése során nagy aktivitású hulladék várhatóan nem képződik.

8 A nemzeti program végrehajtásához kapcsolódó kutatás-fejlesztési tevékenységek

A Magyarország területén keletkező radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésére, valamint a nukleáris létesítmények leszerelésére tervezett programokkal összefüggő tevékenységek eltérő előrehaladottsági szintet értek el, de mindegyikre igaz, hogy valamilyen mértékben kutatás-fejlesztési feladatok elvégzése szükséges sikeres végrehajtásukhoz. E kutatás-fejlesztési igények közül a legfontosabbakat az alábbi fejezetek foglalják össze a teljesség igénye nélkül.

Magyarországon 2010-ben jött létre a Fenntartható Atomenergia Technológiai Platform, amely kidolgozta a hazai nukleáris kutatás-fejlesztés jövőképét, stratégiai kutatási tervét és megvalósítási tervét. E dokumentumokban összefoglalt kutatás-fejlesztési feladatok egy része a 8.1. fejezetben tárgyalt területhez, a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásához, míg másik része a 8.2 fejezetben ismertetett nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszához kapcsolódik. A hivatkozott tervekben részletezett kutatás-fejlesztési tevékenységek elvégzése fontos mind a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelési programok végrehajtása, mind a hazai nukleáris kompetenciák fenntartása szempontjából.

8.1 A kiégett üzemanyag átmeneti tárolásához kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok

A kiégett üzemanyag átmeneti tárolása területén a fő kutatás-fejlesztési feladatok megoldottnak tekinthetők, de a KKÁT üzemidő hosszabbításának igénye, a létesítményben az inheretikus kazetták betárolhatóságának megalapozása, valamint az új blokkokban képződő kiégett üzemanyag átmeneti tárolásának megoldása további feladatokat jelent.

A kiégett üzemanyag átmeneti tárolójának üzemidő hosszabbítása

Az atomerőmű tervezett üzemidő-hosszabbítása és a kiégett fűtőelemek elhelyezésére vonatkozó módosított ütemterv miatt fel kell készülni a KKÁT üzemidejének meghosszabbítására. Ennek részeként meg kell határozni a tároló létesítmény üzemidejének meghosszabbítása szempontjából lényeges paramétereket és rendszereket. Vizsgálni kell továbbá az 50 évet meghaladó tárolási időtartam megengedhetőségét a kiégett fűtőelemkazetták integritása szempontjából is. Mindezeknek megfelelően azonosítani kell a továbbüzemelés megalapozásához szükséges – a létesítményre és a kiégett fűtőelemkazettákra vonatkozó – vizsgálatok körét. A meghatározott vizsgálatokat időben el kell végezni.

Az új atomerőművi blokkok kiégett üzemanyagának átmeneti tárolása

Az új blokkok telepítésével összefüggésben szükség lehet a kiégett kazetták jelenlegi átmeneti tárolójától független átmeneti tároló létesítésére. Sokféle, műszakilag kiforrott változata létezik a pihentető medencéből kikerülő kazetták száraz tárolásának: pl. konténerek, silók, vagy kamrás tárolás. Meg kell vizsgálni, hogy az új reaktorok kiégett kazettái – a biztonsági és gazdasági szempontokat figyelembe véve – melyik tároló rendszerben helyezhetők el a legmegfelelőbbben.

Az inhermetikus kazetták KKÁT-ban történő tárolhatóságának megalapozása

A fűtőelemek inhermetikuságának kimutatására szolgáló ún. sipping eljárást a Paksi Atomerőműben az utóbbi időben továbbfejlesztették, a kimutathatóság így javult. Az inhermetikus kazetták KKÁT-ban történő betárolhatóságát vizsgáló eddigi elemzések számos konzervatív feltételezésre épültek. A jövőben esedékes engedélyeztetési eljárások megalapozásához el kell végezni a szükséges kutatás-fejlesztési tevékenységeket, amelyek révén az inhermetikus kazetták forráserőssége pontosítható, illetve a kikerülési mechanizmusokban eddig konzervatív feltételezésekkel kezelt bizonytalanságok csökkenthetőek.

8.2 Nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszával kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatok

A korábbi fejezetekben bemutatottak szerint a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozóan több stratégiai lehetőség kínálkozik. Az üzemanyag ciklus zárása a nukleáris ipar egyik legnagyobb kihívása, amelynek megoldása intenzívebb kutatás-fejlesztési tevékenységet igényel. Ezekbe a munkákba Magyarország is igyekszik bekapcsolódni többek között az alábbi területeken.

A kiégett üzemanyag hasznosításának lehetőségei jelenleg működő technológiákkal és 4. generációs reaktorokkal

E feladat keretében létre kell hozni egy olyan numerikus modellt, amely lehetővé teszi az üzemanyagciklus hosszú távú szimulációját. Ehhez le kell írni azokat a folyamatokat, amelyek

az üzemanyag gyártása, atomerőművi reaktorokban történő kiégetése, átmeneti tárolása, újrafeldolgozása és a hulladék végleges elhelyezése során fellépnek. A modellszámítások alapján meg kell tudni állapítani, hogy különböző újrafeldolgozási technológiákkal, fejlett üzemanyag (pl.: MOX, REMIX) használatával, illetve az 4. generációs gyorsreaktorok alkalmazásával hogyan csökkenthető a véglegesen elhelyezendő radioaktív hulladék mennyisége, hőtermelése és radiotoxicitása. Ez a modell a későbbi döntéshozatal tudományos-műszaki alapját tudja képezni.

A reprocessálásból származó fűtőelemek újrahasznosítását lehetővé tevő műszaki intézkedések meghatározása VVER reaktorban

A reprocesszált fűtőelemek használata több okból korlátozott. Egyrészt jelenlétük a reaktorban fizikai okokból rontja a reaktor szabályozhatóságát, így a szabályozó- és biztonságvédelmi rendszer beavatkozásait más követelményeknek megfelelően kell tervezni. Másrészt az atomerőműbe beérkező „friss” fűtőelemek a reprocesszási folyamat miatt kis, de nem elhanyagolható mértékben sugároznak, ezért a rájuk vonatkozó előírások más technikai megoldásokat igényelnek, mint amelyek az általában használatos urán-dioxid tartalmú fűtőelemek esetén elegendőek. A külföldi példák ismeretében – az új paksi blokkok szállítójával történő együttműködés keretében – meg kell határozni, hogy milyen műszaki feltételek esetén nyílhat mód arra, hogy az új paksi blokkok a későbbiekben reprocesszált üzemanyagot is használhassanak.

A 4. generációs reaktorok közül az üzemanyagciklus szempontjából kiemelkedő jelentőségűek a gyorsreaktorok, amelyek mind a természetes urán, mind a kiégett üzemanyagban keletkező másodlagos aktinidák hasznosítása tekintetében továbblépést jelentenek a termikus reaktorokhoz képest. Az ipari megvalósításhoz legközelebb a nátrium-hűtésű gyorsreaktor áll, míg az ólomhűtésű gyorsreaktorra és a gázhűtésű gyorsreaktorra alternatív technológiákként tekintenek. A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszával kapcsolatos kutatás-fejlesztési célkitűzések szempontjából fontos, hogy valamennyi gyorsreaktor típussal kapcsolatban megfelelő szakmai potenciál alakuljon ki Magyarországon, különös tekintettel arra, hogy az ólomhűtéses ALFRED és a gázhűtéses ALLEGRO kísérleti reaktort is a kelet-közép-európai régióban tervezik megvalósítani. A hazai szakemberek eddigi hozzájárulása alapján ezek közül kiemelendő az ALLEGRO reaktor, valamint egy fűtőelem-laboratórium létrehozását megalapozó kutató-fejlesztő munka.

Az ALLEGRO reaktor

A lehetséges gyorsreaktor-technológiák közül a hazai érdeklődés középpontjában jelenleg a gázhűtésű gyorsreaktor (a továbbiakban: GFR), pontosabban a GFR technológia működőképességének demonstrálására szolgáló ALLEGRO reaktor áll. A reaktor feltehetőleg Szlovákiában fog megépülni. A GFR az egyik alternatív 4. generációs gyorsreaktor, amely a transzmutáció és az üzemanyag-tenyésztés szempontjából szóba jöhető típus. Ezek a reaktorok fontos szerepet játszhatnak a felhalmozódó kiégett üzemanyag újrahasznosításában.

A GFR technológia működőképességének demonstrációja az ALLEGRO reaktorról fog történni. Az ALLEGRO reaktor megvalósításának előkészítésére (erős francia támogatással) 2010-ben együttműködési megállapodást kötöttek a cseh, magyar és szlovák nukleáris

kutatóintézetek, amelyhez a lengyel nukleáris kutatóintézet is csatlakozott (2012). A résztvevők 2013-ban létrehozták a V4G4 szervezetet az együttműködés koordinálására és külső képviselőre.

A megvalósítási program mérföldkövei az előkészítési szakasz (2014-2018), az engedélyezési, építési és üzembe helyezési szakasz (2018-2030), a reaktor működtetése és a leszerelés. A reaktor működésének első szakaszában hagyományos gyorsreaktoros fűtőelemekből felépített zóna fog működni, ekkor kerül sor a második szakaszban használandó fejlett, magas hőmérsékletű működésre alkalmas kerámia fűtőelemek kikísérletezésére.

Fűtőelem vizsgáló-laboratórium

A hazai nukleáris kutatás-fejlesztési tervek igen fontos eleme egy fűtőelem vizsgáló-laboratórium létrehozása. A fűtőelem vizsgáló-laboratórium a Paksi Atomerőmű telephelyén épülne meg. Célja kettős: egyrészt az új paksi blokkokban használt fűtőelem pálcákban a besugárzás hatására létrejövő fizikai és kémiai változások tanulmányozása, illetve ennek révén – együttműködve a fűtőelemek szállítójával – a fűtőelemek hatékonyságának fokozatos javítása, másrészt 4. generációs reaktorok, így elsősorban a majdani ALLEGRO reaktor fűtőelemeinek fejlesztése, a reaktorban való használatra történő minősítése. Az ALLEGRO reaktor fűtőelemeinek fejlesztéséhez szükséges besugárzások a Budapesti Kutatóreaktorban történhetnek. A fűtőelem vizsgáló laboratórium nukleáris létesítményként működő, magyar, regionális és európai szintű igényeket kielégítő kutatási infrastruktúra lenne. A beruházás első megvalósítási szakasza (2015-2018) során tervezési, engedélyeztetési, létesítési és üzembe helyezési feladatok végrehajtása szükséges. A beruházás második megvalósítási szakasza (2024-2030) során a berendezések második csoportjának beszerzése és üzembe helyezése történne. A fűtőelem vizsgáló-laboratóriumban végzett munkák az üzemi működés tekintetében két időszakra bonthatóak. Az első üzemelési időszakban (2019-2029) az ALLEGRO reaktorhoz felhasználandó fűtőelemek minősítése történik, majd megkezdődhetnek az ALLEGRO reaktorhoz kifejlesztendő új speciális kerámia burkolatú fűtőelemekre vonatkozó kísérletek is. Ugyanebben az időben elkezdhetők azok a munkák is, amelyek a Paksi Atomerőmű 5-6. blokkjaival kapcsolatos kutatási célokat szolgálnak. A feladatok vonatkozásában az üzemi működés második időszaka 2030-tól kezdődik. Erre az időszakra várható, hogy az első besugárzott fűtőelempálcák megérkezhetnek az új paksi blokkokból, illetve az ALLEGRO reaktorból. Ekkor kezdődhet meg a Pakson létesülő új atomerőművi blokkokból származó fűtőelemek vizsgálata is. A fűtőelem-laboratórium meghatározó szerepet játszhat a nukleárisüzemanyag-ciklus zárására vonatkozó hazai szakértelem kialakításában.

8.3 A radioaktív hulladék elhelyezéshez kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok

8.3.1 Az RHFT üzemeltetésének és biztonság növelésének kutatás-fejlesztési igényei

Az RHFT elhelyezési egységei a talajvíz szint felett (a telítetlen zónában) helyezkednek el. A talajvíz szint 10-15 m-rel a tárolómedencék alatt található. A korábbi eredményeket figyelembe véve pontosítani kell a biztonsági értékelések által a telítetlen zónában történő terjedésre alkalmazott koncepció modellt.

A felszíni hulladéktárolók hosszú távú biztonságának szavatolásában fontos szerepet játszik a tároló végső lezárása. A végleges takarás koncepciójának, rétegrendjének meghatározásához a jövőben demonstrációs kísérletet kell tervezni, majd megvalósítani és üzemeltetni. A demonstrációs program eredményei, valamint az üzemeltetési tapasztalatok feldolgozása alapján lehet a végleges fedési koncepciót kialakítani.

A külső tárolótéren lévő csőkutak (B és D típusúak) – melyek olyan sugárforrásokat tartalmaznak, melyek majd a mélységi geológiai tárolóban kerülnek végleges elhelyezésre – felszámolási koncepcióját meg kell határozni. Ennek érdekében ki kell dolgozni a csőkutak kiemelésének, feldarabolásának, átsomagolásának (konténeresítésének) módját, meg kell tervezni a szükséges sugárvédelmet biztosító eszközöket. El kell végezni a 10 mSv/h dózisteljesítményt meghaladó tárolócső darabok és csőtartályok (torpedók) végleges tárolóba történő átszállításához szükséges speciális közúti szállító konténerek tervezését.

A tároló felszíni létesítményeinek leszerelése tervezése keretében hosszabb távon el kell végezni egy radiológiai állapotfelmérést, mely alapján pontosítható a keletkező radioaktív hulladékok mennyisége.

8.3.2 Az NRHT üzemeltetésének és bővítésének kutatás-fejlesztési igényei

Az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású radioaktív hulladékok tárolása Magyarországon alapvetően megoldódott a Bataapátiban lévő tároló létesítésével. Ennek ellenére néhány további kutatás-fejlesztési feladat elvégzése indokolt, amelyek célja elsősorban az elhelyezési rendszer optimalizálása, az üzemelés biztonságának növelése, valamint a tároló lezárását követő időszak folyamatainak előrejelzése, pontosítása.

Az I-K3 és I-K4 tárolókamra kialakítását követően az NRHT-ben pár évig nem épülnek újabb kamrák. Ezért a jelenlegi építési fázis végén össze kell foglalni a telephelyre vonatkozó földtani-tektonikai, vízföldtani és geotechnikai ismereteket, a térképészeti tapasztalatokat – különös tekintettel a vágatbiztosítás és az injektálás megfelelőségére.

A Paksi Atomerőmű jelenleg üzemelő blokkjainak leszerelési hulladékai, valamint a jövőben létesülő új atomerőművi blokkok üzemviteli és leszerelési hulladékainak mennyisége szükségessé teszi az NRHT bővítését. Az optimális bővítési irány kijelölésére felszín alatti fúrásos kutatást kell végezni.

Az új atomerőművi blokkok létesítése kapcsán részletes becslést kell készíteni a kis és közepes aktivitású hulladékok várható mennyiségéről és főbb összetevőiről. Még az építkezést megelőzően meg kell vizsgálni a szóba jöhető cement és adalékanyagok nyomelem-tartalmát, és megfelelő receptúrákkal kell biztosítani a leszerelési hulladékok aktivitásának és térfogatának minimalizálását. A leszerelési hulladékok mennyiségének becsléséhez háromdimenziós neutronfluxus-számítások segítségével meg kell határozni a reaktortartály, a reaktor berendezések és a tartály közelében lévő betonszerkezetek izotóp-összetételét és aktivitását. Ezzel párhuzamosan azt is elemezni kell, hogy az elsősorban az atomerőművek leszerelése során képződő, a bevezetni tervezett nagyon kis aktivitású kategóriába eső hulladékok (döntően beton és fém), elhelyezése hogyan oldható meg az NRHT megközelítő vágataiban.

A 6.2.4 fejezetben ismertetettek szerint az NRHT lezárását követő fázisának biztonságában kulcsszerepet játszanak az ún. torlasztói záródugók. A záródugó kialakításának koncepcionális tervei elkészültek. További anyagvizsgálatok alapján el kell készíteni a torlasztói záródugó kialakításának részletes terveit, majd végre kell hajtani a záródugó megvalósításának és megfelelőségének igazolását szolgáló helyszíni demonstrációs és vizsgálati programot.

Folytatni kell a tároló környezeti állapotának rendszeres megfigyelését, a földtani és vízföldtani monitoringot, mert ezen adatok alapján tudjuk pontosítani a lezárást követő időszakra vonatkozó prognózisokat. Részletesebben kell foglalkozni az NRHT szakaszos létesítésének és lezárásának tranziens folyamataival. Pontosítani kell a tároló végső lezárását követő fejlődési fázisok termodinamikai jellemzőit, a mértékadó radionuklidok viselkedését az egyes fejlődési fázisokban, meg kell becsülni az egyes fázisok időtartamát. Vizsgálni kell a különféle hosszú távú éghajlati változások komplex hatását, valamint a radioaktív izotópok esetleges három fázisú terjedésének lehetőségét. A rendszeres időközönként végzendő biztonsági felülvizsgálatok során a legújabb nemzetközi ismeretekre, új numerikus modellezési lehetőségekre alapozva kell aktualizálni a különféle fejlődési forgatókönyvekre vonatkozó dózisszámításokat.

8.3.3 A mélységi tároló kialakításához kapcsolódó kutatás-fejlesztési feladatok

A nagy aktivitású és hosszú élettartamú radioaktív hulladékok végleges elhelyezésével kapcsolatos kutatási, fejlesztési és demonstrációs tevékenységekre kutatási keretprogramot kell készíteni, amit az OAH hagy jóvá. A kutatási keretprogram magába foglalja a telephely földtani alkalmasságának igazolását szolgáló földtani kutatási keretprogramot is. A kidolgozandó kutatási keretprogramnak az alábbi témakörökre kell kiterjednie:

Meg kell határozni a tárolóban elhelyezendő radioaktív hulladékok mennyiségét, izotópleltárát, fizikai és kémiai jellemzőit, a hulladékformák lehetséges kialakítását, fejlődését, a különféle hulladékcsomagok (elhelyezési konténerek) anyagát, méretét, hosszú távú viselkedését, figyelembe véve a nukleáris üzemanyagciklus zárására vonatkozó döntési lehetőségeket.

Vizsgálni kell a műszaki gátrendszer kialakításának lehetőségeit, az alkalmazható anyagokat, elrendezéseket, a különféle térkitöltő- és tömedékanyagok viselkedését és szerepét a hosszú távú biztonság garantálásában, a műszaki gátrendszer megvalósításának technológiai feltételeit. Meg kell tervezni a tároló lezárását biztosító szigetelő és záró dugók kialakítását, rendszerét, ki kell dolgozni a lezárási koncepciót.

Meg kell határozni azokat a mechanikai, fizikai, kémiai, termikus, mikrobiológiai és radiológiai folyamatokat, amelyek a tároló közvetlen földtani környezetében a térkiképzés és a hulladék elhelyezés következtében befolyásolják, megváltoztatják a befogadó közet viselkedését, tulajdonságait. Ki kell dolgozni a térkiképzés és az üregbiztosítás lehetséges módozatait.

Értékelni kell a tároló távolabbi földtani környezetének jelenlegi viszonyait és hosszú távú fejlődését. A földtani kutatás keretében kell meghatározni a befogadó képződmény geometriai elterjedését, ásvány-közettani, vízföldtani és transzporttulajdonságait, a terület geodinamikai jellemzőit, várható felszínfejlődését. Numerikus modellezéssel kell értékelni a felszín alatti vízáramlás rendszert és annak lehetséges jövőbeni változását a különböző éghajlati forgatókönyvek esetén. Elemezni kell a gázképződés és a gáztranszport folyamatait.

Jellemezni kell a tároló természeti környezetét, az alapállapotot, a tároló létesítése és üzemelése következtében várható környezeti hatásokat, hatásterületeket, állapotváltozásokat. Foglalkozni kell a felszíni létesítmények elhelyezésével, a geomorfológiai kockázatokkal. Különböző forgatókönyveket kell kidolgozni a tároló lezárását követően a bioszférában várhatóan végbemenő transzportfolyamatokra.

Ki kell dolgozni a hulladékcsomagok kialakítására (kondicionálására, konténerbe helyezésére), a telephelyre szállítására vonatkozó koncepciót. Előzetesen vizsgálni kell az üzemviteli radiológiai biztonság kérdéseit, a kritikusság kizárását, a hulladékcsomagok nyilvántartásával, visszanyerhetőségével kapcsolatos kérdéseket, ki kell dolgozni a hosszú távú adatmegőrzés követelményeit, a monitoringra és az intézményes ellenőrzésre vonatkozó elvárásokat.

Fejleszteni kell a tároló üzemviteli és hosszú távú radiológiai biztonságát értékelő modelleket, szoftvereket, a biztonsági értékelés módszereit és metodikáját, összhangban a nemzetközi ajánlásokkal. Tanulmányozni kell az előrehaladottabb külföldi hulladék-elhelyezési programok tapasztalatait, kutatási, fejlesztési és demonstrációs tevékenységét, és adaptálni kell az alkalmazható megoldásokat.

8.4 A leszereléssel kapcsolatos kutatás-fejlesztési feladatok

A nukleáris létesítmények leszerelése során számos olyan szempontot kell érvényesíteni, amelyek tudományos megalapozást és részletes technológiai és gazdasági tervezést igényelnek. Ezek közé tartoznak a radioaktívan szennyezett anyagok kezelésével járó, és ez által radioaktív hulladékokat is előállító leszerelési műveletek. Szükséges lehet egy kutatási

projekt indítása, melynek célja olyan tudásbázis (képzési rendszer) létrehozása, amellyel elősegíthetjük az alábbiakat:

- A műveleteket végző szakemberek sugárterhelésének optimalizálása: a belső sugárterhelés lehetőségeinek felmérése, a bevitel minimalizálása, a szennyezettség és a bevitel meghatározására szolgáló gyors számítási és mérési módszerek kialakítása; a külső sugárterhelés dózisterének számítása, mérése és a védelmi anyagok alkalmazásának módjai.
- Távvezérelt és manuális műveleti eljárásrendek előkészítése: a lebontás és szétszerelés feladataira alkalmas robotikai, irányító- és mérőberendezések tervezése és tesztelése, a radioaktív hulladékok helyszíni kezelésének és kondicionálásának eszközei és módszerei, a leszerelési hulladékok elhelyezésének sajátos követelményei.
- A leszerelési műveletek baleset-elhárítási sajátosságainak elemzése: baleset-elhárítási tervek kidolgozásának módszertana, a baleset-elhárításban alkalmazható eszközök kiválasztási kritériumai.
- A lehetséges környezeti hatások meghatározása és azok minimalizálása.

A fenti feladatokhoz (különösen az első kettőhöz) igen előnyös lenne egy demonstrációs létesítmény létrehozása, azaz egy olyan épület felépítése, amelyben a fentiekben vázolt tevékenységek biztonságosan és hatékonyan megvalósíthatók. A leszerelési technológia fejlesztésére irányuló kutatás-fejlesztési program szerepel a Kormány által 2014 decemberében elfogadott Nemzeti Intelligens Szakosodási Stratégia 4.3.2 „Nemzeti Prioritások” fejezetében.

Fentiekben ismertetett témák mellett szükség lehet a leszerelt technológiai anyagok és a kontaminálódott beton törmelékek aktivitáskoncentrációjának és az aktivitás eloszlásának meghatározásához egy speciális mérőberendezés kifejlesztésére. Az eszköz a gamma-sugárzó radionuklidok esetén közvetlen méréssel, más radionuklidok esetén pedig az ún. „scaling-factor” módszer alkalmazásával könnyen és gyorsan segít eldönteni, hogy az adott anyagmennyiség felszabadítható vagy sem. A falfelületek minősítéséhez, felszabadításuk végrehajthatóságához egy a fent említett mérőberendezéshez hasonló elven működő automatizált rendszert kell kifejleszteni.

9 A nemzeti program végpontjai és belső összefüggésrendszere

A nemzeti program tárgyát képező tevékenységek összefüggésrendszere a jelenleg üzemelő négy atomerőművi blokk vonatkozásában, azok leszerelésének befejezése által kijelölt időtávlatban kerül bemutatásra ebben a fejezetben. Azt, hogy az új atomerőművi blokkok hogyan illeszthetők ebbe a rendszerbe, azt a korábbi fejezetek tételesen bemutatták. Az egyes létesítményekkel, tevékenységekkel kapcsolatban az alábbi referencia forgatókönyvek jelölhetők ki.

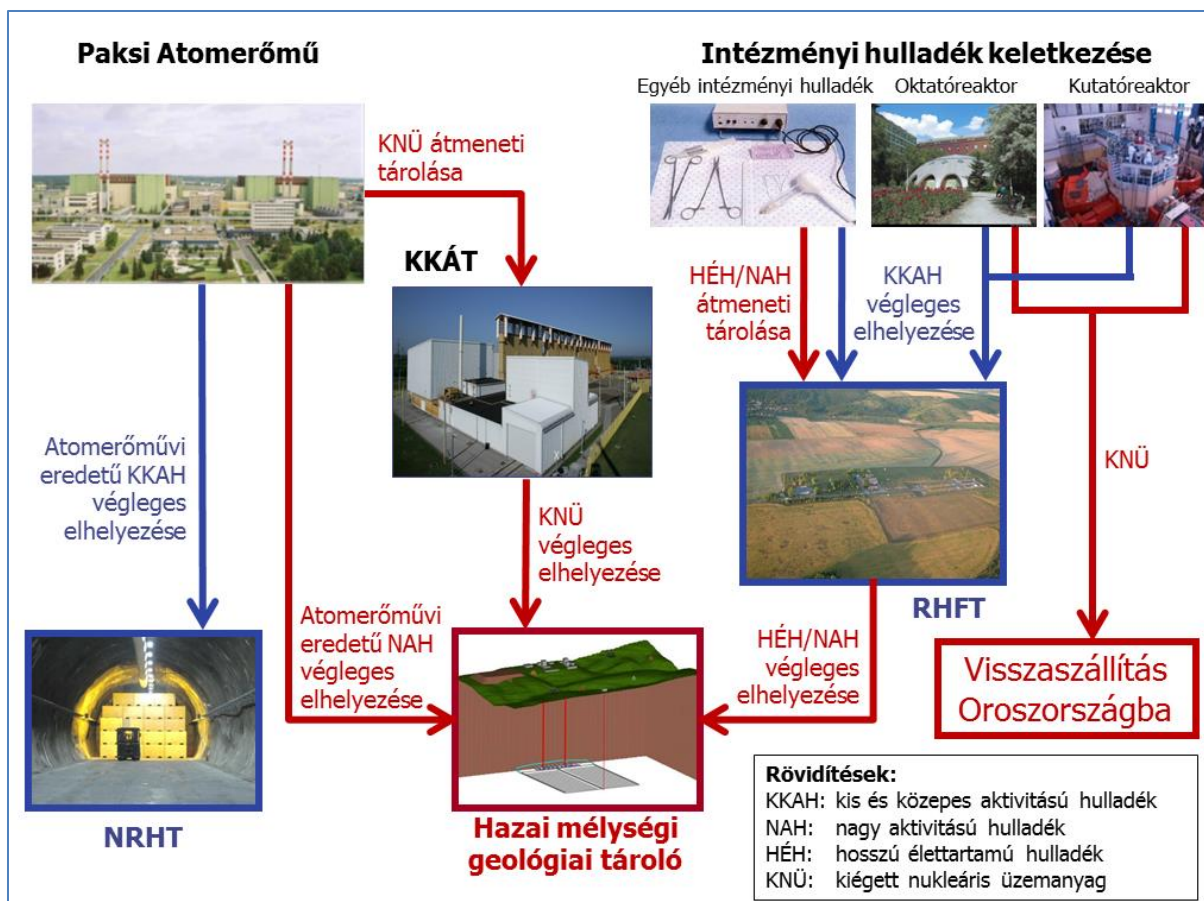
A Budapest Kutatóreaktor esetében referencia esetként a 2023-ban, történő leállítást veszik figyelembe. Az átmeneti időszakot követően megtörténik a létesítmény leszerelése. Az Oktatóreaktor leállításának nemzeti programban figyelembe vett referencia időpontja 2027, melyet az átmeneti időszak és az elérni kívánt végállapotig történő leszerelés követ. A Budapesti Kutatóreaktor kiégett üzemanyagának Oroszországba történő kiszállításával meg kell várni az Oktatóreaktor leállítását, így az összes kiégett – és az esetleg megmaradó friss – üzemanyag kiszállítása egy ütemben történhet.

A Paksi Atomerőmű négy üzemelő blokkját 2032 és 2037 között leállítják. Az utolsó kampány kiégett üzemanyagának hűtését biztosító átmeneti időszakot követően a primerkör 20 éves védett megőrzése, majd a reaktorok lebontása következik a leszerelési tervben előírt végállapotig.

Az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok az NRHT-ban kerülnek végleges elhelyezésre. A tárolót a kiszállított üzemviteli, illetve később a leszerelési hulladékok mennyiségéhez igazodóan kell bővíteni. A Paksi Atomerőmű késleltetett leszerelési stratégiájából adódóan a tároló üzemeltetése során lesz egy olyan időszak, amikor csak állagmegóvás történik, de hulladék beszállítás és elhelyezés nem. Ezt követően a Paksi Atomerőmű lebontásából származó kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére kerül sor, melyet az NRHT felszíni telephelyének leszerelése, a tároló lezárása és az aktív intézményes ellenőrzés követ.

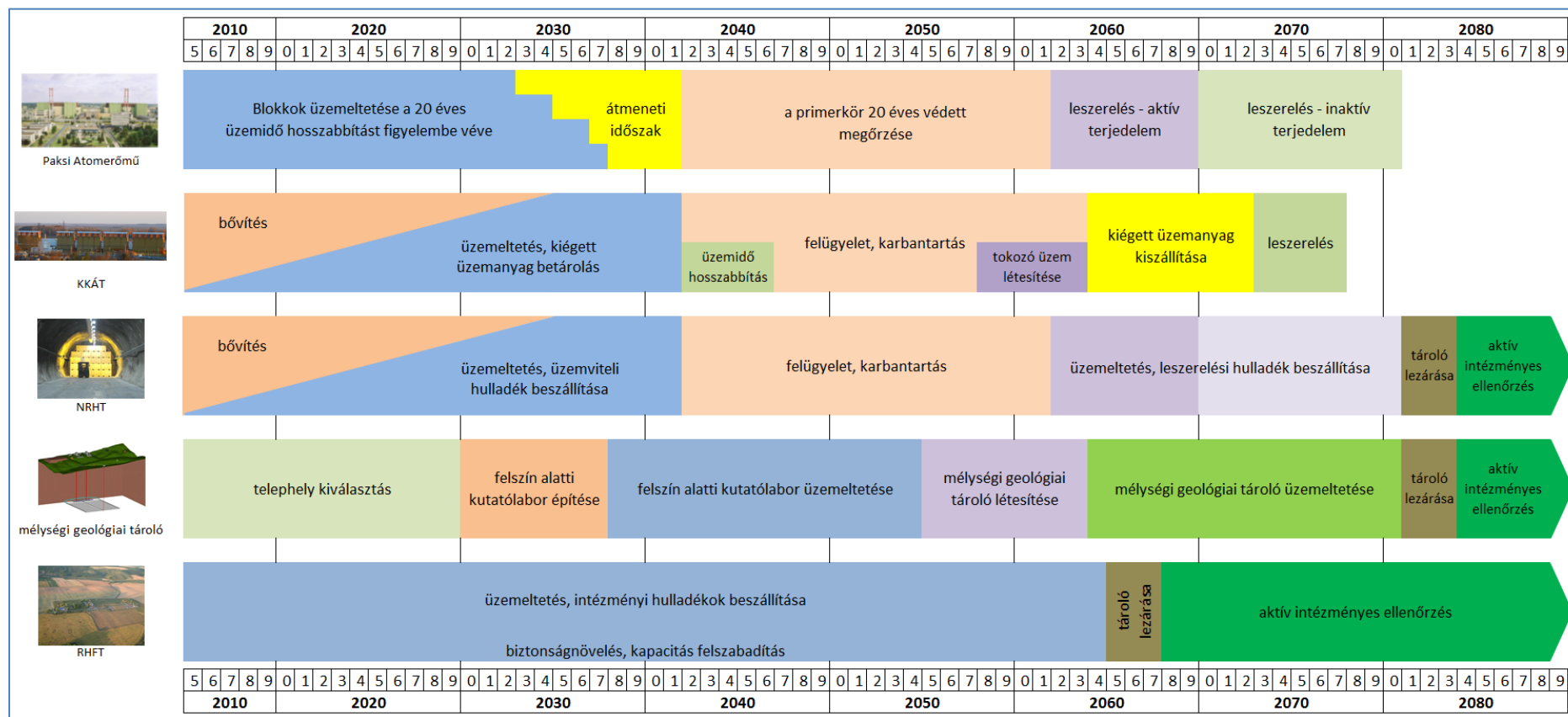
Az intézményi eredetű radioaktív hulladékokat az RHFT fogadja. A létesítmény alkalmas a rövid élettartamú kis és közepes aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére, míg azok a hulladékok, melyek nem helyezhetőek el véglegesen a felszíni tárolóban, a telephelyen található átmeneti tárolóba kerülnek. A hosszú élettartamú hulladékok, melyek átmeneti tárolását az RHFT biztosítja, a Magyarország területén létesülő mélységi geológiai tárolóban kerülnek végleges elhelyezésre. Ebből következik, hogy az RHFT-t legalább addig üzemben kell tartani, ameddig a fenti hulladékok a mélységi geológiai tárolóba átszállíthatóak. Utána kezdhető meg az épületek lebontása és a tároló lezárása, mely egyben az aktív intézményes ellenőrzés kezdete is.

A Paksi Atomerőmű üzemeltetése során képződő kiégett üzemanyag átmeneti tárolása a Pakson létesített KKÁT-ban történik. A nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára alkalmazott referencia forgatókönyv szerint a kiégett üzemanyag ezután közvetlen elhelyezésre kerül egy Magyarországon létesítendő mélységi geológiai tárolóban, mely a jelenlegi tervek szerint 2064-től lép üzembe. Szintén ez a tároló szolgál majd a Paksi Atomerőmű üzemeltetése és leszerelése során képződő nagy aktivitású és/vagy hosszú élettartamú hulladékok végleges elhelyezésére.



20. ábra: A kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésének logikai sémája

A Magyarország által jelenleg alkalmazott referencia forgatókönyvek alapján a kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezelésének fentiekben bemutatott sémáját a 20. ábra, míg annak időütemezését a 21. ábra szemlélteti.



21. ábra: A kiégett üzemanyag és a radioaktív hulladék kezelésére irányuló tevékenységek időbeli ütemezése a jelenleg üzemelő négy atomerőművi blokk figyelembe vételével

10 Az előrehaladás nyomon követése

A nemzeti program korábbi fejezetei bemutatták a radioaktív hulladék végleges elhelyezésével, a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával és a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszával, valamint a leszereléssel kapcsolatos feladatokat. Mivel a nemzeti program felülvizsgálatát – ha azt jelentős változás korábban nem indokolja – ötévente el kell végezni, 20. táblázatban a főbb program elemek vonatkozásában az elkövetkező 5 évben várható főbb mérföldkövek kerülnek bemutatásra. Ezen mérföldkövekhez viszonyítva lehet meghatározni az egyes tevékenységek előrehaladását, melyre ki kell térni az Irányelv által előírt, az Európai Bizottság számára háromévente készítendő nemzeti jelentésben.

20. táblázat: Az egyes tevékenységek előrehaladásának értékeléséhez a következő öt évben használható főbb teljesítmény mutatók

Létesítmény/ tevékenység	Mérföldkő	Elérendő cél
Nagyon kis aktivitású hulladék kategória bevezetése	2020	Ki kell dolgozni a nagyon kis aktivitású hulladékok végleges elhelyezésére vonatkozó koncepciót, ez alapján a szükséges jogszabályi módosításokat be kell vezetni.
Nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakasza	2020	El kell készíteni a nukleárisüzemanyag-ciklus záró szakaszára vonatkozó összehasonlító biztonsági, műszaki, gazdasági felülvizsgálatot.
Radioaktív hulladék-kezelés a Paksi Atomerőműben	2017	Üzembe kell helyezni a kompakt hulladékcsomagok előállítására szolgáló cementező technológiát.
RHFT	2017	Ki kell alakítani a biztonságnövelő program folytatásának feltételeit, majd meg kell kezdeni a radioaktív hulladék visszatermelést.
NRHT	2017	Üzembe kell helyezni az I-K2 tárolókamrát, mely alkalmas lesz a Paksi Atomerőmű által előállított kompakt hulladékcsomagok fogadására.
KKÁT	2017	Be kell fejezni a 21-24. kamrák létesítését.
Mélységi tároló telephely-kiválasztás	2020	Le kell zárni az I. felszíni kutatási fázist, és ennek eredményei alapján össze kell állítani a II. felszíni kutatási fázis tervét.
Paksi Atomerőmű leszerelése	2016	El kell végezni a Paksi Atomerőmű leszerelési tervének felülvizsgálatát és szükséges mértékű aktualizálását.
Budapesti Kutatóreaktor leszerelése	2020	El kell végezni a Budapesti Kutatóreaktor leszerelési tervének felülvizsgálatát és szükséges mértékű aktualizálását.
Oktatóreaktor leszerelése	2019	El kell végezni az Oktatóreaktor leszerelési tervének felülvizsgálatát és szükséges mértékű aktualizálását.
KKÁT leszerelése	2016	El kell végezni a KKÁT leszerelési tervének felülvizsgálatát és szükséges mértékű aktualizálását.

11 A tevékenységek finanszírozása

11.1 A Központi Nukleáris Pénzügyi Alap

Az atomenergia azon alkalmazói, melyek tevékenysége során radioaktív hulladék vagy kiégett üzemanyag keletkezik, kötelesek azok kezelésének költségeit – nukleáris létesítmény esetén, annak leszerelési költségét is – viselni.

Az Atomtörvény előírásai alapján az Alap – elkülönített állami pénzalapként – finanszírozza a radioaktív hulladék végleges elhelyezésével, valamint a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával és a nukleárisüzemanyag-ciklus lezárásával, továbbá a nukleáris létesítmény leszerelésével összefüggő feladatok végrehajtását. Az Alap pénzeszközei kizárólag a tevékenységek finanszírozására fordíthatók.

A Paksi Atomerőműben keletkező radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezeléséhez, valamint a létesítmény leszereléséhez szükséges hosszú távú pénzügyi fedezet biztosításának módszerét, az Alapba történő befizetési kötelezettség meghatározását a 11.2 fejezet ismerteti részletesen.

A költségvetési intézmények által üzemeltetett nukleáris létesítmények – így a Budapesti Kutatóreaktor és az Oktatóreaktor – esetében a kiégett üzemanyag átmeneti tárolásával, a nukleárisüzemanyag-ciklus lezárásával, valamint a nukleáris létesítmény leszerelésével kapcsolatos költségeket azok felmerülésekor kell befizetni az Alapba, melynek forrását a központi költségvetés biztosítja a működtető intézmény éves költségvetésében.

Az intézményi eredetű radioaktív hulladék végleges elhelyezésével kapcsolatos befizetési kötelezettséget az RHFT-be történő beszállításakor kell teljesíteni az Atomtörvényben meghatározottak szerint.

Az Alap pénzeszközeit a kincstári egységes számlán elkülönítetten tartják nyilván, és értékállóságának biztosítása érdekében az előző évi átlagos pénzállományra vetített, a jegybanki alapkamat előző évi átlagával számított összegű központi költségvetési támogatásban (kamatszolgálatban) részesül.

11.2 Közép- és hosszú távú pénzügyi tervezés

A Paksi Atomerőmű radioaktív hulladékának és kiégett üzemanyagának kezelésével, valamint a létesítmény leszerelésével összefüggő feladatokat az illetékes miniszter által jóváhagyott, az évente aktualizált ún. közép- és hosszú távú terv foglalja össze. E terv tartalmazza a fenti tevékenységek végrehajtása kapcsán felmerülő költségeket, melynek fedezetére a Paksi Atomerőműnek az üzemideje végéig évente egyenletesen elosztva befizetést kell teljesítenie az Alapba. A befizetési kötelezettség meghatározását a nettó jelenérték számítás módszerével kell elvégezni, melynek lényege, hogy a jövőben jelentkező költségek jelenértéke meg kell, hogy egyezzen az Alap állományából és a Paksi Atomerőmű további befizetéseiből képzett

összeg jelenértékével. A Paksi Atomerőmű éves befizetési kötelezettségét az alábbi képlet szerint kell meghatározni.

$$F_0 + \sum_{i=0}^{n-1} \frac{B_i}{(1+d)^i} - \sum_{i=0}^{m-1} \frac{K_i}{(1+d)^i} = 0$$

Ahol: F_0 : a számítás időpontjáig az Alapban felhalmozott pénzösszeg
 B_i : a Paksi Atomerőmű befizetési kötelezettsége az „i.” évben
 n : a befizetés éveinek a száma
 K_i : az Alapból finanszírozott tevékenységek költségigénye az „i.” évben
 m : a kifizetés éveinek száma
 d : a diszkonttényező

A központi költségvetés az Alap állományára vetítve a 11.1 fejezet szerint kamatszolgáltatást teljesít. Az alkalmazott módszertan alapján a nettó jelenérték számításban a diszkonttényező a jegybanki alapkamat „reálkamat” tartalma, azaz az inflációt meghaladó része.

21. táblázat: Az Alapból finanszírozandó tevékenységek költségigénye 2015. évi bázisáron

Tevékenység	Költségigény (millió Ft)
Nemzeti Radioaktív hulladék-tároló (NRHT)	78 799,1
Létesítés, bővítés	20 976,7
Üzemeltetés	30 521,8
Pihentetés, állagmegóvás	7 241,6
Lezárás, intézményes felügyelet	20 058,9
Nagy aktivitású hulladékok elhelyezése	745 278,5
Előkészítés	58 130,0
Létesítés	293 568,1
Üzemeltetés	326 164,2
Lezárás, intézményes felügyelet	67 416,2
Kiégett kazetták átmeneti tárolása (KKÁT)	120 738,3
Létesítés, bővítés	60 282,6
Felújítás	519,6
KKÁT üzemeltetés	59 936,1
Püspökszilágyi RHFT	46 550,3
Biztonságnövelés	2 267,1
Üzemeltetés	30 496,8
Lezárás, intézményes felügyelet	13 786,5
Paksi Atomerőmű és a KKÁT leszerelése, lebontása	386 669,7
Egyéb költségek	272 366,1
Önkormányzatok támogatása	98 233,8
Alapkezelő	9 928,4
Felügyeleti díj	60 287,8
RHK Kft. működési költsége	103 916,1
MINDÖSSZESEN:	1 650 402,0

A 2014-ben elkészített 14. közép- és hosszú távú tervben ismertetett költségbecslést alapul véve a 21. táblázat ismerteti a Paksi Atomerőmű Alapba történő befizetési kötelezettségének meghatározásakor figyelembe vett költségelemeket 2015. évi bázisáron, diszkontálás nélkül. A számítás a 9. fejezetben bemutatott referencia esetre és időütemezésre – a Paksi Atomerőmű 20 éves üzemidő hosszabbítását és a kiégett üzemanyag közvetlen elhelyezését alapul véve – készült a nemzeti programban, a jelenlegi négy atomerőművi blokkra figyelembe vett, 2084-ig tartó időtávlatra.

Az Alapból finanszírozott tevékenységek költségigényének időütemét alapul véve, 2,5 %-os diszkonttényezővel számolva, a 21. táblázatban szereplő kiadások jelenértéke 672 492 millió Ft. Ezzel a jelenértékkel kell, hogy megegyezzen az Alap 2015. év eleji állományának (246 376 millió Ft), valamint a Paksi Atomerőmű által, az üzemideje végéig rendszeresen teljesítendő befizetések jelenértékének az összege. Így biztosított, hogy a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésével, valamint a leszereléssel kapcsolatos költségeket az az engedélyes fizeti meg, amelynek működésével kapcsolatban ezek a költségek felmerültek. A Paksi Atomerőmű által a nemzeti program terjedelmébe eső feladatok végrehajtásának fedezetéül az Alapba befizetett összegek beépülnek a villamos-energia árába, így teljesül az az alapelv, hogy a jelen nemzedék nem hárít indokolatlan terheket a jövő generációkra.

11.3 Az új atomerőművi blokkok beillesztése a finanszírozási rendszerbe

A paksi telephelyen létesülő új atomerőművi blokkok engedélyese az ötödik blokk üzembe állását követő évben fog először befizetést teljesíteni az Alapba. A korábbi fejezetekben bemutatásra került, hogy az új blokkokban képződő kiégett üzemanyag és radioaktív hulladék kezelése biztonságosan megoldható.

Az előzetes elemzések rávilágítottak, hogy amennyiben a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésénél a hat atomerőművi blokk által jelentett nagyobb mennyiséget veszik figyelembe, akkor a radioaktív hulladék-kezelés fajlagos költsége (akár hulladék mennyiségre, akár megtermelt villamos-energia mennyiségre vetítve) sokkal kedvezőbben alakul. Ez természetes következménye annak, hogy a hat blokk számára elérhető közös felhasználású létesítmények (pl.: NRHT, mélységi geológiai tároló) fix költségei nem négy, hanem hat blokkra oszlanak meg.

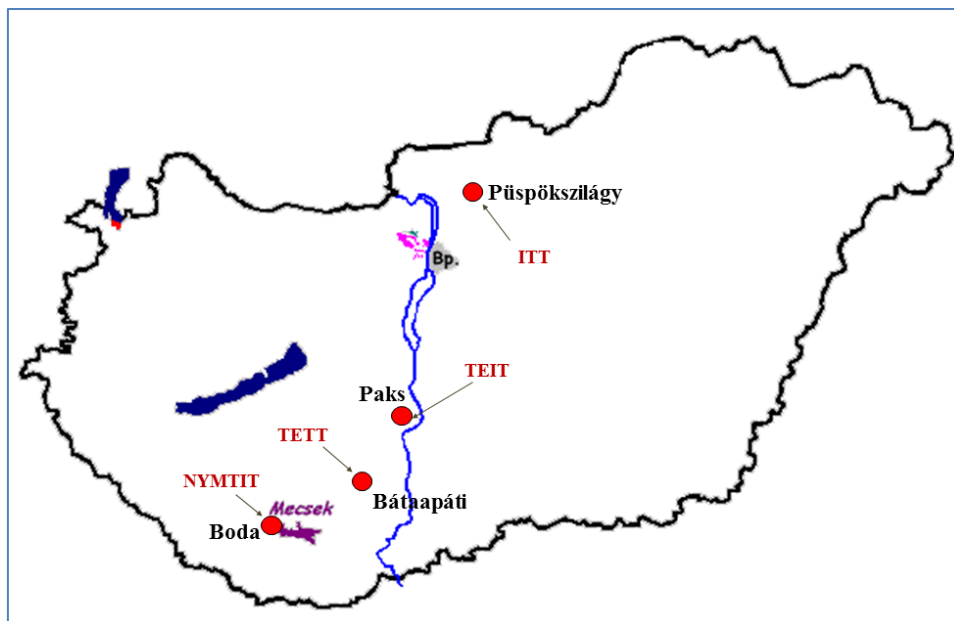
Összességében kijelenthető, hogy az új blokkok a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésére, valamint a nukleáris létesítmények leszerelésére kialakított finanszírozási rendszerbe beilleszthetők, az engedélyes Alapba történő befizetési kötelezettsége a jelenlegi referencia forgatókönyveket figyelembe véve meghatározható.

12 Az átláthatóság biztosítása, a lakosság bevonása a döntéshozatalba

Az atomenergia alkalmazásának kulcskérdése a lakosság bizalmának és támogatásának elnyerése és folyamatos fenntartása, amely különösen igaz a radioaktív hulladék és kiégett üzemanyag kezelésére, végleges elhelyezésére irányuló tevékenységekre. A nemzetközi gyakorlat vizsgálata is több példán keresztül igazolja a lakosság bevonásának szükségességét; azok a nemzeti programok tudnak sikeresen előrehaladni, ahol a közvélemény partneri együttműködése segíti azokat.

A hazai lakossági kapcsolattartás alapjaiban a tervezett, vagy a megvalósult létesítmények környezetében kialakult ellenőrzési és információs célú önkormányzati társulásokkal történő együttműködésre épül. Ezen partneri együttműködések a radioaktív hulladék-kezelési programok beindulásának kezdeti szakaszában alakultak ki (amelyre a 12.1. fejezet szolgáltat példát), és azóta is folyamatosan működnek az Atomtörvény által rögzített keretek között. Ez tette és teszi lehetővé ma is a programok sikeres előrehaladását, a létesítmények megvalósítását és azok problémamentes üzemeltetését. A jelenleg működő önkormányzati társulások – melyek elhelyezkedését a 22. ábra mutatja – az alábbiak:

- a püspökszilági RHFT vonatkozásában: az Izotóp Tájékoztató Társulás (**ITT**), amelynek 5 település (Kisnémedi, Püspökszilág, Váckisújfalu, Váchartyán, Órbottyán) a tagja;
- Bábaapáti térségében lévő NRHT vonatkozásában: a Társadalmi Ellenőrzési Tájékoztató Társulás (**TETT**), amelynek 7 település (Bábaapáti, Bábászék, Cikó, Feked, Mórág, Mőcsény, Véménd) a tagja;
- a mélységi geológiai tároló telephely-kiválasztási programjával kapcsolatosan: a Nyugat-mecseki Társadalmi Információs és Területfejlesztési Önkormányzati Társulás (**NyMTIT**), amelynek 9 település (Bakonya, Boda, Kővágószőlős, Kővágótöttös, Hetvehely, Cserkút, Cserdi, Helesfa, Bükkösd) a tagja;
- a paksi KKÁT vonatkozásában: a Társadalmi Ellenőrző Információs és Településfejlesztési Társulás (**TEIT**), amelynek 13 település (Kalocsa, Bábta, Dunaszentgyörgy, Dunaszentbenedek, Fadd, Foktő, Géderlak, Gerjen, Ordas, Paks, Pusztahencse, Tengelic, Uszód) a tagja.



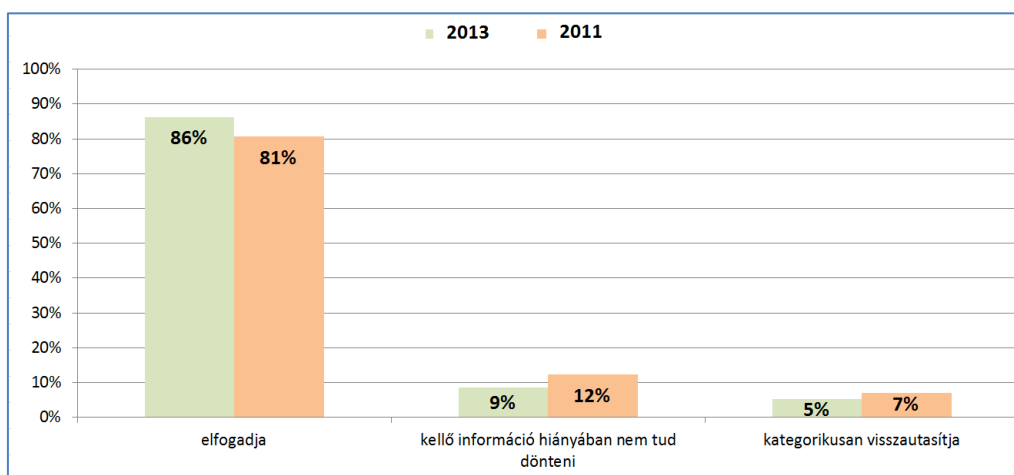
22. ábra: Az ellenőrzési és információs célú önkormányzati társulások

Az önkormányzati társulások egyrészt közreműködnek a létesítményekkel, tevékenységekkel kapcsolatos információ helyi lakossághoz történő eljuttatásában, másrészt visszacsatolják a térségben élők véleményét a programok megvalósítását végzők felé. A társulások a naprakész tájékoztatás érdekében honlapokat működtetnek, valamint rendszeresen hírlevelek, illetve kábel-tv adások útján informálják az érintett lakosságot. Nagyon fontos a társulások ellenőrző funkciója is. Ennek keretében helyi lakosokból csoportokat alakítottak ki, melyek rendszeres időközönként ellenőrzik a környezetükben üzemelő létesítmény megbízható működését.

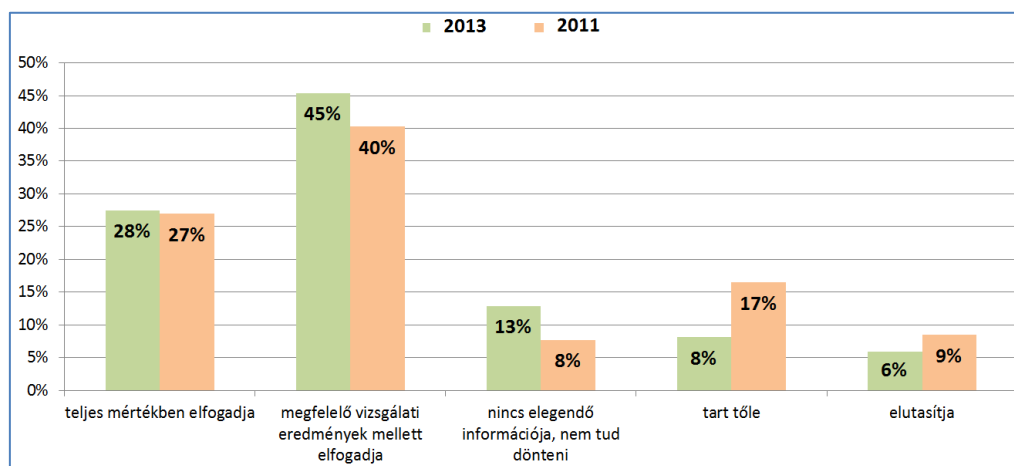
Természetesen az önkormányzati társulások nem a kizárólagos forrását jelentik a kommunikációnak. Az Atomtörvény által a radioaktív hulladék és kiegészítő üzemanyag kezelésére kijelölt szervezet – az RHK Kft. – is több csatornán keresztül, közvetlenül is tájékoztatja a helyben élőket a projektek előrehaladásáról. A legfontosabb tájékoztatási eszközök a teljesség igénye nélkül az alábbiak:

- a helyben működő látogatóközpont, bemutatóterem, információs park;
- a településeken tartott tájékoztató rendezvények (pl.: TETT-re Kész Nap, Tájéoló Nap);
- a tevékenységeket bemutató kiadványok;
- a társaság honlapja (www.rhk.hu); valamint
- a létesítményekben szervezett nyílt napok.

Az adott térségben élő lakosok véleményét két évente közvélemény-kutatás keretében méri fel, ami fontos visszacsatolást jelent a kommunikáció, és általában véve a létesítményhez kapcsolódó tevékenység végzése szempontjából. A legutóbbi közvélemény kutatások 2011-ben és 2013-ban zajlottak, melynek eredményeit illusztrációként a bátaapáti NRHT és a mélységi geológiai tároló telephely-kiválasztására irányuló kutatás vonatkozásában a 23. és 24. ábra mutatja.



23. ábra: A bátaapáti NRHT helyszínének elfogadottsága



24. ábra: A mélységi geológiai tároló telephely-kutatásának térségében a „Milyen érzéseket táplál a térségbe tervezett tárolóval kapcsolatosan?” kérdésre adott válaszok megoszlása

A felmérés eredményei jól mutatják, hogy összességében az NRHT létesítmény helyszínét és a Nyugat-Mecsek térségében folyó telephely-kiválasztást a helyi lakosok többsége elfogadja, 2011-hez képest a támogatottságban enyhe emelkedés mutatkozik.

A nyilvánosság és az átláthatóság alapelvein nyugvó, a szakmai kérdéseket is megvilágító tájékoztatás-politika megvalósításával együtt gondoskodni kell arról is, hogy a közvélemény a döntéshozatalba is bekapcsolódhasson. A lakosság a nemzeti program tárgyát képező tevékenységekkel összefüggésben a környezetvédelmi és az atomenergia-felügyeleti szervek hatáskörébe tartozó döntések meghozatalába a jogszabályok keretein belül a közmeghallgatás jogintézménye útján kapcsolódhatnak be.

A 12.1 fejezetben az NRHT példáján keresztül kerül bemutatásra a fentiekben ismertetett – a lakossági tájékoztatásra és döntéshozatali folyamatban való bekapcsolására vonatkozó – alapelvek gyakorlati alkalmazása.

12.1 A lakosság bekapcsolódása az NRHT telephely kiválasztásába, létesítésébe

Az atomerőművi eredetű kis és közepes aktivitású hulladékok elhelyezésére indított Nemzeti Projekt keretében egy kombinált telephely-kiválasztási folyamatot valósítottak meg. Először a földtani jellemzők alapján kijelölésre került 128 telephely felszíni és 193 telephely felszín alatti elhelyezésre. A telephely-kiválasztási folyamatba a társadalom véleménye azáltal kapcsolódott be, hogy az összes potenciális alkalmas telephelyet befogadó önkormányzat véleményét kikérték, hogy támogatnák-e a kutatások folytatását a térségükben. Az önkormányzatok nagyjából 10 %-a válaszolt pozitívan, így a potenciális célterületek száma néhány tucatra csökkent. A részletesebb felszíni földtani kutatások eredményeként a telephely-kiválasztás utolsó fázisában fennmaradó négy telephely közül Bátaapátira esett a választás, így a tárolót befogadó gránit formáció részletesebb felszíni kutatása ott kezdődött meg.

A térség önkormányzati társulása, a TETT, azzal a céllal jött létre 1997-ben, hogy naprakész információkkal lássa el a lakosságot a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladék elhelyezésével kapcsolatban. Miután a részletesebb kutatások megerősítették a bátaapáti telephely alkalmasságát, 2005-ben Bátaapáti képviselőtestülete vélemény-nyilvánító népszavazást kezdeményezett a községben. Magas (75 %-os) részvétellel a szavazók közel 90,7 %-a egyetértett azzal, hogy Bátaapátiban kis és közepes aktivitású hulladéktároló épüljön.

A tároló kétlépcsős környezetvédelmi engedélyezése 2005-ben kezdődött meg. A második engedélyezési lépés keretében benyújtott környezeti hatásvizsgálati dokumentáció közérthető összefoglalója alapján 2007. március 29-én közmeghallgatást tartott a területileg illetékes környezetvédelmi hatóság Bátaapátiban. A közmeghallgatás keretében minden érintett ügyfél kifejtethette észrevételeit a tároló lehetséges környezeti hatásaival kapcsolatban, amelyeket a környezetvédelmi hatóság érdemben vizsgált. Az eljárás eredményeként kiadott elsőfokú környezetvédelmi engedély ellen az Energia Klub fellebbezést nyújtott be. A másodfokon eljáró Országos Környezetvédelmi, Természetvédelmi és Vízügyi Főfelügyelőség 2007. október 5-én kelt határozatában – az érintett helyrajzi számok pontosítása mellett – az elsőfokú határozatot helybenhagyta.

A telephely kiválasztását követően a lakosság tájékoztatása tovább folytatódott több csatornán keresztül is. Ezek közül kiemelkedik az évente megrendezésre kerülő TETT-re Kész Nap, a TETT Hírlap, a TETT Magazin videóújság, az időszakonként kiadott ismeretterjesztő és tájékoztató kiadványok, valamint a TETT és az RHK Kft. honlapjai. A tájékoztatás mellett a TETT 2007-ben megalapította a lakossági ellenőrző csoportot, amely az első, radioaktív hulladékot tartalmazó hordó NRHT-ba érkezése óta ellenőrzi az RHK Kft. tevékenységét. A társulás 7 tagtelepüléséből összesen 18 fő vesz részt az ellenőrző csoport munkájában. Az így megvalósuló társadalmi kontroll nagyban hozzájárul a térségben élők hiteles tájékoztatásához, bizalmának növeléséhez.

1 melléklet

A Paksi Atomerőműben alkalmazott kazetta típusok jellemzői és mennyisége

Munkakazetta	1. generációs					2. generációs	
Gyári típusazonosító	116	124	136	138	138205	142013	147010
Profilírozott	nem	nem	nem	igen	igen	igen	igen
Gd-os pálcák száma [db]	0	0	0	0	0	3	6
Átlagos dústítás [%]	1,6	2,4	3,6	3,82	3,82	4,2	4,7
Urán tömege [kg]	120,2	120,2	120,2	120,2	120,2	126,3	126,3
Pálca rácsoztás [mm]	1,22	1,22	1,22	1,22	1,23	1,23	1,23
Maximális üzemidő [év]	4	4	4	5	5	5	5
Max. Kiegethetőség [Mw _{nap} /kgU]	49	49	49	49	50,5	54	58
Átlagos valós kiegetettség [Mw _{nap} /kgU]	10,66	26,17	33,82	37,75	40,67	45,19	-

SZBV kazetta	1. generációs				2. generációs	
Gyári típusazonosító	216	224	236	238207	242014	247012
Profilírozott	nem	nem	nem	igen	igen	igen
Gd-os pálcák száma [db]	0	0	0	0	3	6
Átlagos dústítás [%]	1,6	2,4	3,6	3,82	4,2	4,7
Urán tömege [kg]	112,5	112,5	112,5	112,5	120,3	120,3
Pálca rácsoztás [mm]	1,22	1,22	1,22	1,23	1,23	1,23
Üzemidő [év]	4	4	4	4	5	5
Max. kiegethetőség [Mw _{nap} /kgU]	49	49	49	50,5	54	58
Átlagos valós kiegetettség [Mw _{nap} /kgU]	9,97	26,76	32,43	37,27	45,5	-

Munka kazetta [db]		Tároló objektum					
Gyári típusazonosító		Friss üzemanyag tároló	Reaktor	Pihentető medence	Oroszország	KKÁT	Összesen
1. generációs	116	12	0	34	440	114	600
	124	24	0	37	478	763	1302
	136	0	0	26	1179	4672	5877
	138	0	12	163	1	1361	1537
	138205	0	246	1158	0	234	1638
2. generációs	142013	436	978	84	0	0	1498
	147010	0	12	0	0	0	12
Összesen:		472	1248	1502	2098	7144	12464
Follower kazetta [db]		Tároló objektum					
Gyári típusazonosító		Friss üzemanyag tároló	Reaktor	Pihentető medence	Oroszország	KKÁT	Összesen
1. generációs	216	5	0	13	53	18	89
	224	7	0	2	196	451	656
	236	0	0	34	18	434	486
	238	0	0	0	0	0	0
	238207	0	22	164	0	30	216
2. generációs	242014	45	126	18	1	0	190
	247012	0	0	0	0	0	0
Összesen:		57	148	231	268	933	1637

Összes üzemanyag kazetta [db]		Tároló objektum					
Típus	Dúsítás	Friss üzemanya g tároló	Reaktor	Pihentető medence	Oroszország	KKÁT	Összesen
1. generációs	1,6	17	0	47	493	132	689
	2,4	31	0	39	674	1214	1958
	3,6	0	0	60	1197	5106	6363
	3,82	0	12	163	1	1361	1537
	3,82n*	0	268	1322	0	264	1854
2. generációs	4,20n*	481	1104	102	1	0	1688
	4,70n*	0	12	0	0	0	12
Összesen:		529	1396	1733	2366	8077	14101
Abszorber [db]		Tároló objektum					
		Friss üa. tároló	Reaktor	Pihentető medence	NAH kút	KGyK	Összesen
Összesen:		51	148	108	528	2	837

*: az „n” betűjel a növelt rácsosztású kazettákat jelöli

2 melléklet

A kiégett fűtőelemek és a radioaktív hulladékok kezelésével kapcsolatban Magyarország által kötött nemzetközi megállapodások listája

- [1] Egyezmény a Magyar Népköztársaság Forradalmi Munkás-Paraszt Kormánya és a Szovjet Szocialista Köztársaságok Szövetségének Kormánya között, atomerőműnek a Magyar Népköztársaságban történő létesítésében való együttműködésről, (1966. december 28.)
 - [1a] a Magyar Köztársaság Kormánya és az Oroszországi Föderáció Kormánya között a Paksi Atomerőmű orosz gyártmányú besugárzott üzemanyag kazettáinak (kiégett üzemanyag) az Orosz Föderációba történő visszaszállítása feltételeiről aláírt jegyzőkönyv kihirdetéséről szóló 244/2004. (VIII. 25.) Korm. rendelet

- [2] az Oroszországi Föderáció Kormánya és a Magyar Köztársaság Kormánya között a kutatóreaktor kiégett fűtőelemeinek az Oroszországi Föderációba való beszállításával kapcsolatos együttműködéséről szóló egyezmény kihirdetéséről szóló 204/2008. (VIII. 19.) Korm. rendelet
 - [2a] a Magyar Köztársaság Kormánya és az Amerikai Egyesült Államok Kormánya között a kutatóreaktor kiégett fűtőelemeinek az Oroszországi Föderációba történő visszaszállításának támogatásáról és annak finanszírozásáról szóló Megállapodás kihirdetéséről szóló 179/2008. (VII. 5.) Korm. rendelet

- [3] Magyarország Kormánya és az Oroszországi Föderáció Kormánya közötti nukleáris energia békés célú felhasználása terén folytatandó együttműködésről szóló Egyezmény kihirdetéséről szóló 2014. évi II. törvény