

NAGYMÉRETŰ RADIOAKTÍV HULLADÉK SUGÁRVÉDELMI HATÓSÁGI FELÜGYELET ALÓLI FELSZABADÍTÁSA

Nényei Árpád* és Feil Ferenc

MVM Paksi Atomerőmű Zrt., 7031 Paks, Pf. 71.

*nenyeia@npp.hu

A kézirat beérkezett: 2025.03.14.

Közlésre elfogadva: 2025.04.03.

The custom made equipment, so-called work platform, used for the clean-up of the 2003 nuclear incident at the Paks nuclear power plant, became purposeless after use and remained contaminated despite repeated decontamination. Due to its large size, it cannot be handled by the normal operating technologies of a nuclear power plant and its storage is also cumbersome.

Alternative utilize, handling and disposal options were investigated and showed that the safest solution from a radiological and technical point of view is to dispose of the platform in a hazardous waste landfill without dismantling, following an individual release procedure.

Based on the results of the detailed radiological assessments, the design basis for the release process was defined: the legally and technically appropriate protocol, transport and disposal technology itself were selected. On basis of technical and organisational information, we then defined (with sufficient conservatism) the exposure pathways on the basis of which could be used to calculate the individual doses in the population. The study was approved by the authorities and the platform was finally removed of the controlled zone in accordance with the decision.

Keywords: radioactive waste, radiation protection, release, dose calculation

A Paksi Atomerőműben a 2003-as nukleáris üzemzavar felszámolásához egyedileg készített ún. munkaplatform a használatát követően feleslegessé vált és többszöri dekontaminálás ellenére is szennyezett maradt. A nagy mérete miatt nem kezelhető az atomerőmű normál üzemi technológiáival, és a tárolása szintén problémás.

Megvizsgáltuk az alternatív hasznosítási, kezelési és elhelyezési lehetőségeket, amelyek azt mutatták, hogy sugárvédelmi és műszaki szempontból a legbiztonságosabb megoldás, a platformot, egyedi sugárhatósági felszabadítási eljárást követően, darabolás nélkül kiszállítani, és veszélyes hulladéklerakón ártalmatlanítani.

A részletes radiológiai vizsgálatok eredményei alapján definiáltuk a felszabadítási folyamat tervezési alapját: kiválasztottuk a jogilag és műszakilag is megfelelő befogadót, a szállítást és magát a lerakás technológiáját. Majd a műszaki és szervezési információkból kiindulva (kellő konzervativizmussal) definiáltuk azokat a besugárzási útvonalakat, amelyek ismeretében a lakosság többlet sugárterhelése kiszámítható volt. Az elkészült tanulmányt a hatóság jóváhagyta, és végül a határozatnak megfelelően a platformot ki lehetett szállítani az atomerőmű ellenőrzött zónájából.

Kulcsszavak: radioaktív hulladék, sugárvédelem, felszabadítás, dózisszámítás

BEVEZETÉS

A Paksi Atomerőműben a 2003-as üzemzavar felszámolása során használt berendezések közül a legnagyobb az ún. munkaplatform [5], amit az üzemzavar elhárítása után relatíve

eredményesen sikerült megtisztítani, így a radioaktív szennyezettsége viszonylag alacsony. Viszont az egyéb jellemzői miatt (tömeg, méret, összetétel) nem kezelhető a normál üzemi technológiákkal az atomerőmű engedélyezési keretei között. A tárolása szintén körülményes, mert csak a reaktorcsarnokban fér el, ezért minden főjavításkor vasúton kellett átszállítani a másik kiépítésre, mivel útban volt az üzemviteli és karbantartási munkák során.

A mérések alapján hiába alacsony a fajlagos radioaktív szennyezettsége, a platform nagy felülete miatt ($\sim 160 \text{ m}^2$), összesen már számottevő aktivitást jelent (a kiszállítása előtt összesen 45 MBq). Ezért inaktív anyagként nem mentesíthető, és az atomerőmű jelenlegi általános felszabadítási gyakorlata alapján sem szabadítható fel a sugárhatósági felügyelet alól.

A különböző alternatív kezelési és elhelyezési lehetőségek vizsgálata azt mutatta, hogy sugárvédelmi és műszaki szempontból a legbiztonságosabb megoldás a platformot, egyedi sugárhatósági felszabadítási eljárást követően, darabolás nélkül kiszállítani, és veszélyes hulladéklerakón lerakással ártalmatlanítani.

A radioaktív hulladékok felszabadítással kapcsolatos sugárvédelmi hatósági felügyeletét az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) látja el. A felszabadítás jogszabályi alapjait az ionizáló sugárzás elleni védelemről és a kapcsolódó engedélyezési, jelentési és ellenőrzési rendszerről szóló 2/2022. (IV. 29.) OAH rendelet rögzíti [1]. A rendelet kiköti, hogy a felszabadításból származó, a lakosság bármely tagját érő egyéni évi sugárterhelés ne haladja meg a $30 \mu\text{Sv}$ effektív dózist. Ennek megalapozására hatástanulmányt kell készíteni a lehetséges fogadóhelyekre, amelyben igazolni kell, hogy a tervezett felszabadítás a legjobb megoldás, és megvizsgálni, hogy a kiszállításhoz és lerakáshoz kapcsolódó tevékenységek számszerűen milyen lakossági dózistöbbletet eredményezhetnek.

Az elemzések elvégzéshez rögzíteni kell a felszabadítandó hulladék jellemzőit, az ártalmatlanítás technológiáját és a hozzá kapcsolódó logisztikai, műszaki és szervezési tevékenységeket. A cikk egy ilyen elemzési folyamat megvalósítását ismerteti egy sikeres gyakorlati példán keresztül.

A MUNKAPLATFORM FIZIKAI JELLEMZŐI

Először magát a hulladékformát kell definiálni, megadni azokat a jellemzőket, amelyek az ártalmatlanítási folyamat tervezési alapjául szolgálnak.

A platform 3,3 m átmérőjű és 7,5 m magas saválló acélból készült henger, ami két darab 3,2 m magas részre bontható. Az alsó rész tömege $\approx 10,5$ tonna, a felső rész tömege $\approx 5,6$ tonna. Falvastagsága a felső részén 8 mm, az alsón 45 mm az optimális árnyékoás kialakítása miatt (*I. ábra*).

A képen látható módon két részben szállítható. Az atomerőmű területén vasúti kocsin mozgatják, de a befoglaló méretei és tömege miatt csak daruval mozgatható. Szállítása közúton csak túlméretes szállítmánnyként, mélybölcsős járművel végezhető, külön útvonal-engedéllyel.



1. ábra. A munkaplatform felső része, és a felső rész ráhelyezése az alsó részre

RADIOLÓGIAI JELLEMZŐK

A radioizotópok meghatározásának elve eltérő az atomerőmű üzemi gyakorlatában használt mintavételi és mérési módszerektől, mivel azok nem alkalmasak erre az egyedi hulladékaramban szennyeződött, egyedi anyagösszetételű és geometriai jellemzőkkel rendelkező hulladékformára. Emiatt a radiológiai jellemzéshez ki kellett dolgozni a mintavétel, a mérés és kiértékelés módszertanát is.

A mérendő izotópok köre

A 2003-as atomerőmű üzemzavar során 30 db nukleáris fűtőelem kazetta megsérült és ezekből mind az üzemanyag, mind az atomreaktorban keletkezett transzurán izotópok és hasadvány termékek kijutottak. A munkaplatformot ennek a nagy aktivitású radioaktív törmeléknek az eltávolítása során használták, és mivel ilyen közegekkel érintkezett, ezért a szennyeződésében elméletileg a periódusos rendszer mindegyik izotópja megtalálható. Természetesen ezek közül csak néhány száznak van hosszabb felezési ideje, és még kevesebb keletkezik számottevő mennyiségben az atomreaktorban, de kell egy koncepció, hogy mik azok, amiket szükséges megmérni. A hulladék felszabadítás céljának megfelelően, a mérendő izotópok listáját három dokumentum alapján állítottuk össze (ezt használjuk a többi egyedei eljárásban felszabadított hulladékokra is).

1. Az atomerőműben scaling fakorral rendelkező izotópok köre, ami az évek során lassan bővül a mérés technika fejlődésével. Ezt az atomerőmű Sugár- és Környezetvédelmi Főosztálya aktualizálja minden évben [2]. Ezt az izotóplistát listát alapvetően az IAEA-TECNICAL REPORTS-401 és az IAEA-TECDOC-855 ajánlásából kiindulva határozták meg [7], [8].
2. Hasonlóan éves szinten végeztet méréseket a folyékony radioaktív hulladékokból az atomerőmű Vegyészet Ellenőrzési Osztálya is. A két lista jelentősen átfed, de a

céljuknak megfelelően vannak eltérések. Számunkra viszont az a cél, hogy minden jól mérhető izotóp aktivitását ismerjük, ezért a két listát egyesítettük.

3. A scaling faktor módszert az IAEA: „Determination and use of scaling factors for waste characterization in nuclear power plants” c. anyaga ismerteti [3], amiben jóval több izotóp szerepel, különböző célok alapján. Ezek ránk vonatkozó szempontjait is figyelembe vettük, hogy a mért izotópok köre lehetőleg időtálló legyen.

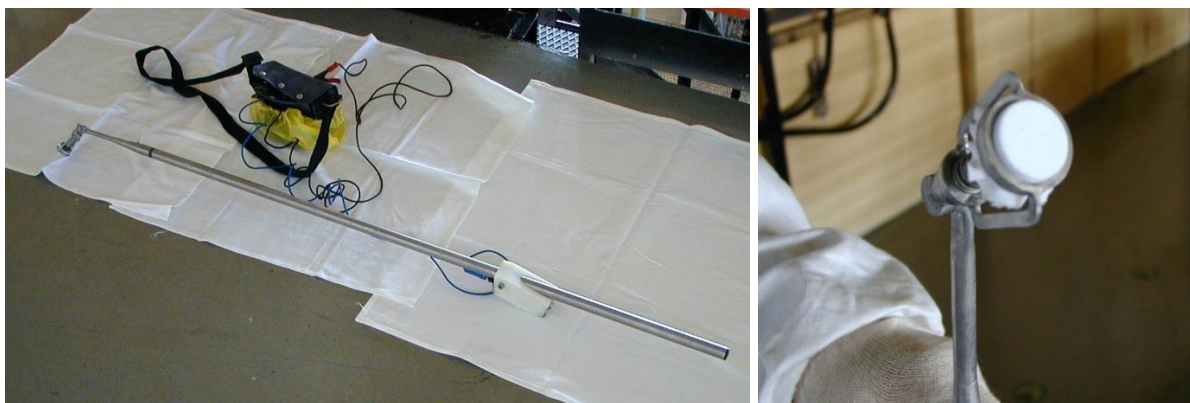
A fentiek alapján összeállított nuklid lista az általános elméleti elvek alapján és az atomerőmű gyakorlati szempontjainak alapján kiválasztott radioizotópok unióját jelenti. A cél az volt, hogy olyan, a radioaktív hulladékokra általánosan használható izotópvektorok legyenek, amelyek nem avulnak el, és biztosítható legyen az adatfolytonosság, akkor is, ha később valamilyen hatósági adatfilozófiai változás vagy egyéb igény merül fel. Ennek biztosításra is három elvet követtünk.

- Rövid felezési idejű izotópok: pl. bekerült a 71 napos felezési idejű ^{58}Co , mert van olyan hulladékforma az atomerőműben, ami sok ^{58}Co -at tartalmaz.
- Alacsony keletkezési arányú izotópok: kétségtelen, hogy nem várható belőle számottevő mennyiség, de ha elméletileg mérhető, akkor célszerűen legyenek megmérve.
- Illékony kémiai formák (pl. ^{125}I , ^3H): a platform esetében szintén nem releváns, de vannak olyan hulladékok, amiknek anyagában ezek az izotópok akkumulálódhatnak.

A fentiek alapján a mérendő izotópok köre megfelel a mai méréstechnikával elérhető szintnek, de vannak benne olyan izotópok, amelyeknél nem a számérték az eredmény, hanem annak igazolása, hogy nincsen a mintában mérhető mennyiségben. A hatósági követelmények miatt a kimutatási határ alatti izotópok esetén az egyes mintára és adott nuklidra vonatkozó kimutatási határokkal számoltunk, ami szakmailag ugyan nem helyes (nem felel meg a valós aktivitás értékeknek), de biztosítja az elemzés konzervatív biztonsági filozófiáját.

A felszabadítandó hulladék aktivitása

A szilárd hulladékok mintavételezése összetett, mivel nem homogenizálhatók és a szennyeződés többnyire csak a felszínen van jelen. A munkaplatform meghatározó része fém, ami anyagában nem szennyezett, ezért olyan mintavételi technikát kerestünk, ami alkalmas erre. A klasszikus dörzsmintavétel azért nem megfelelő, mivel a fémek felületén fixált formában lévő radioaktív szennyezők így nem távolíthatók el maradéktalanul a felületről, ezért a elektrokémiai mintavételi technikát alkalmaztunk. Ennek lényege, hogy a mintázandó fém az egyenáramú áramforrás pozitív pólusára van kapcsolva, az elektrolittal átitatott mintavételi korongot (ami egy speciális szövetdarab) katódként nyomják a felületre. Az átfolyó áram hatására a felület néhány mikronos rétege feloldódik az elektrolitban, ezzel a rétegben lévő radioizotópok is a mintavevő korong szövetébe kerülnek. A 2. ábrán látható a mintavevő berendezés, és a mintavevő fej, amin az elektrokémiai kölcsönhatás lejátszódik. A mintavevő korong elektromos árammal átjárt vezető részének felülete 5 cm^2 .



2. ábra. Az elektrokémiai mintavevő berendezés mérésre előkészítve, és a mintavevő fej az elektrolittal átitatott mintavételi koronggal

Szilárd hulladékok esetén elméletileg sem biztosítható a tökéletesen reprezentatív mintavétel, ezért olyan módszert használunk, amivel a rendelkezésre álló lehetőségek alapján is igazolni tudjuk, hogy a mért értékek jellemzőek a teljes hulladék mennyiségre. Ehhez ismerni kell magát a hulladékot, amihez az atomerőmű szakemberei kellő ismerettel rendelkeztek. Nem lett volna célravezető önmagában egy egyenletes eloszlású térbeli háló rávetítése a felületekre. De a mintavételi pontok fele lett így kijelölve, ami az egyenletes térbeli reprezentativitást biztosította. A pontok másik fele pedig olyan területről származott, ahol nagyobb kontaminációra lehetett számítani (hegesztési varratok, hornyok, fülek, csatornák stb. amelyekről feltételezhető volt, hogy szennyezettebbek lesznek). Ezeket előméréssel és gyakorlati tapasztalatok alapján választottuk ki, amelyre szintén részletes mintavételi program készült.

Az aktivitások meghatározását külső intézetben végeztettük, mivel az atomerőmű üzemellenőrző laboratóriumai nincsenek felkészülve ilyen komplex radioanalitikai mérésekre.

A mérési adatokból a platform jellemzői alapján meghatároztuk a felszabadítandó hulladék izotóp összetételét és aktivitását. A 2023. január 1. referencia-időpontra számított átlagos értékek az 1. táblázatban szereplenek.

1. táblázat. A felszabadítandó hulladék izotópleltára 2023. január 1. referencia-időpontra számítva [Bq]

Izotóp	Aktivitás [Bq]	Felületi szennyezettség [Bq/cm ²]	Aktivitás-koncentráció [Bq/g]
³ H	2,85E+06	1,79	1,29E-01
¹⁴ C	5,64E+04	0,04	2,56E-03
³⁶ Cl	1,37E+06	0,86	6,21E-02
⁴¹ Ca	2,85E+06	1,79	1,29E-01
⁵⁴ Mn	2,92E+05	0,18	1,32E-02
⁵⁵ Fe	1,76E+07	11,07	7,99E-01
⁵⁸ Co	6,67E+02	0,00	3,03E-05
⁵⁹ Ni	3,99E+05	0,25	1,81E-02
⁶⁰ Co	3,33E+06	2,09	1,51E-01
⁶³ Ni	2,51E+05	0,16	1,14E-02

Izotóp	Aktivitás [Bq]	Felületi szennyezettség [Bq/cm ²]	Aktivitás-koncentráció [Bq/g]
⁷⁹ Se	1,74E+06	1,09	7,89E-02
⁹⁰ Sr	8,39E+05	0,53	3,81E-02
^{93m} Nb	3,03E+06	1,91	1,38E-01
⁹⁴ Nb	1,32E+05	0,08	6,00E-03
⁹⁹ Tc	3,15E+06	1,98	1,43E-01
¹⁰⁶ Ru	3,05E+05	0,19	1,39E-02
^{108m} Ag	8,60E+05	0,54	3,90E-02
^{110m} Ag	1,11E+06	0,70	5,02E-02
¹²⁵ Sb	6,08E+05	0,38	2,76E-02
¹²⁹ I	7,88E+05	0,50	3,58E-02
¹³⁴ Cs	2,85E+05	0,18	1,29E-02
¹³⁵ Cs	1,63E+06	1,03	7,42E-02
¹³⁷ Cs	1,22E+05	0,08	5,54E-03
¹⁴⁴ Ce	8,36E+04	0,05	3,79E-03
²³⁴ U	1,93E+05	0,12	8,75E-03
²³⁵ U	1,79E+05	0,11	8,11E-03
²³⁸ U	1,95E+05	0,12	8,85E-03
²³⁸ Pu	1,83E+05	0,12	8,32E-03
²³⁹ Pu	1,81E+05	0,11	8,21E-03
²⁴⁰ Pu	6,45E+04	0,04	2,93E-03
²⁴¹ Am	1,82E+05	0,11	8,24E-03
²⁴² Cm	3,59E+03	0,00	1,63E-04
²⁴⁴ Cm	1,26E+05	0,08	5,70E-03

HULLADÉK KEZELÉSI MÓDSZER MEGHATÁROZÁSA

A platform viszonylag alacsony szennyezettségi értékei miatt a dózisteljesítménye nem mérhető. Azonban hiába kicsi a szennyezettség, a platform nagy felülete miatt (~160 m²), összesen már számottevő aktivitást jelent. Így inaktív anyagként nem mentesíthető, és az atomerőmű általános felszabadítási gyakorlata alapján sem szabadítható fel a sugárvédelmi hatósági felügyelet alól. Ezért megvizsgáltuk a kezelésének lehetőségeit.

A folyamatban az atomerőmű több szervezete is részt vett: karbantartási, sugárvédelmi, gazdasági, környezetvédelmi, hulladékkezelési stb. szervezetek. Az elemzésnek része volt egy gazdasági értékelés is, ami a mai gazdasági környezetben már nem aktuális, és több nem nyilvános adatot is tartalmazott, így arra itt nem térünk ki, de a különböző lehetőségek műszaki peremfeltételeinek elemzése is ugyanarra a megoldásra vezetett, mint amikor ezek költség vonzatait és a járulékos kockázatait is számszerűsítettük.

Hasznosítás az atomerőművön belül

Az atomerőművön belüli hasznosítására nincs lehetőség, mivel speciális feladatra készült, a mérete és anyagvastagsága miatt pedig az ellenőrzött zónában rendelkezésre álló szerszámokkal nem munkálható meg.

Értékesítés fémhulladékként

Az ellenőrzött zónából kiszállított és felszabadított fémhulladékokat eredete miatt a fémhulladékokhoz képest is igen nyomott áron lehet értékesíteni. Gyakorlatilag annyi haszna van ennek az konstrukciónak, hogy a fémhulladék kezelésével nem kell foglalkozni.

További probléma, hogy saválló anyagokat Magyarországon nem dolgoznak fel, így külföldre kellene kiszállítani. Még a megfelelő hazai engedélyek birtokában is megmarad a kockázata, hogy nem veszik át, ami kötbérrel és plusz szállítási költségekkel járna.

Kommunális, vagy ártalmatlan hulladékként való elhelyezés

Kommunális hulladékként történő elhelyezés a legolcsóbb megoldás. Ehhez is felszabadítási eljárást kell lefolytatni. A kommunális lerakók műszaki gátjai gyengébbek, mint a veszélyes hulladéklerakóké, így a radioizotópok (bioszférába kerülés) visszatartásának megalapozása komplexebb, és maga az elhelyezés is nagyobb kockázatot jelent.

Végleges elhelyezés radioaktív hulladékként

A platform radioaktív hulladékként is kiszállítható lenne a bátaapáti Nemzeti Radioaktív hulladék-tárolóba. Ez esetben meg kell felelnie a RHK Kft. hulladék átvételi kritériumrendszerének. Ehhez azonban fel kellene darabolni, hogy fém hordóba vagy kompakt hulladékcsomagba lehessen helyezni. Mivel az ellenőrzött zónában rendelkezésre álló szerszámok erre nem alkalmasak, ezért a platformot ki kell szállítani. A primer körön kívül történő tárolásra és a darabolásra szintén engedélyt kell kérni az OAH-tól, aminek a megalapozása egyenértékű a fémhulladékként, vagy veszélyes hulladékként történő kezeléssel.

Veszélyes hulladékként történő ártalmatlanítás

A veszélyes hulladéklerakók szigorú kezelési és lerakási követelményei biztosítják a radioaktív szennyezők környezetbe jutásának elkerülését, és a kiválasztott cégnek több referenciája is van a Paksi Atomerőműből felszabadított hulladék kezelésére. Továbbá rendelkezik az ilyen méretű hulladék kezeléséhez szükséges speciális szállítási és anyagmozgatási tapasztalattal, és vállalták, hogy darabolás és egyéb, többlet dózissal járó, kondicionálás nélkül tudják biztosítani a hulladék szabályos lerakását.

Értékelés

A fentiek alapján a munkaplatform ellenőrzött zónán belüli hasznosítása nem valósítható meg és radioaktív hulladékként sem célszerű elhelyezni. Az értékesítése pedig nagyobb radiológiai és gazdasági kockázattal jár, mint a hulladékba helyezés. Hulladékként ártalmatlanítva a veszélyes hulladéklerakóban történő elhelyezés jelenti a biztonságosabb megoldást.

AZ ÁRTALMATLANÍTÁSI HELY KIVÁLASZTÁSA

A fenti előkészítő folyamat során több veszélyes hulladékok fogadására alkalmas lerakóval és feldolgozóval történt kapcsolatfelvétel. Az első fázisban az üzemeltetőknek adott hulladékjellemzés alapján - a részletes paraméterek ismerete nélkül - több cég képviselője nyilatkozott úgy, hogy képes fogadni ezt a hulladékformát. Viszont amikor informális árajánlatot kért az atomerőmű a platform elszállítására és lerakására, egyikük sem tudott/akart érvényes ajánlatot adni. A probléma az volt, hogy hulladékártalmatlanítási szempontból ez igen

kis tétel, és az időben távoli és a versenyeztetés miatt bizonytalan megbízás nem érte meg a logisztika megtervezésével és a szükséges engedélymódosításokkal járó ráfordításokat.

Ezt követően további egyeztetések kezdődtek, amelyek során hasonló projekteken meglévő együttműködésre alapozva a Saubermacher-Magyarország Kft. vállalta az Aszód-galgamácsai C-típusú Veszélyeshulladék-lerakó Telepen való ártalmatlanítást.

Mivel ennek a lerakónak csak szennyezett fémhulladék kezelésére volt engedélye, a platform pedig környezetvédelmi szempontból tiszta, ezért a Paksi Atomerőmű és a lerakó szakemberei konzultáció keretében tájékoztatták a környezetvédelmi hatóságot a munkaplatform jellemzőiről és lerakásának céljáról. Az hatósági egyeztetések során végig vettük a lehetséges megoldásokat, és ezek műszaki, szervezési és szabályozási vonzatait, majd ezek alapján a Saubermacher-Magyarország Kft. kérte az aszódi lerakó környezethasználati engedélyének módosítását [6].

A Pest Megyei Kormányhivatal, Környezetvédelmi, Természetvédelmi és Hulladékgazdálkodási Főosztálya (a konzultációtól számított 12. napon keltezett) határozatában jóváhagyta a felszabadítandó munkaplatform anyagának megfelelő (17 04 05) azonosító kód szerint vas és acél hulladék kezelését.

Mivel a platform nem számít veszélyes anyagnak, így nem csak a lerakás, hanem a szállítás sem a veszélyes áruk nemzetközi szállítására vonatkozó szabályok (ADR) szerint történik. Közúton mélybölcsős járművel túlméretes szállítmányként lehet mozgatni.

AZ ÁRTALMATLANÍTÁSHOZ KAPCSOLÓDÓ BESUGÁRZÁSI ÚTVONALAK

A platform veszélyes hulladékként történő ártalmatlanítása több részfolyamatból tevődik össze, amelynek során több besugárzási útvonalon keresztül éri sugárterhelés a szállítást és mozgatót végző dolgozókat.

A lerakás technológiája

A veszélyes-hulladék lerakók helyét úgy jelölik ki, hogy száraz területen, vízgyűjtő területeket elválasztó magaslaton legyenek és az altalajuk kiemelkedő vízzáró képességekkel rendelkezzen. Az Aszód-galgamácsai Veszélyeshulladék-lerakó Telepen a vízzáró agyagréteg felett $\approx 1\text{--}2$ m termett talaj helyezkedik el (ami meggátolja a talajvíz vertikális mozgását), és erre kerül a tömörített homokos agyag altalaj, majd meghatározott rétegrend szerinti szigetelőrétegek következnek, amelyekbe geofizikai szenzorhálózatot is telepítenek az esetleges sérülések és szivárgások detektálására.

A tömör zárást elsősorban egy duplán alkalmazott 2 mm vastag ún. HDPE szigetelő fólia biztosítja (ami egy igen magas ellenálló képességű, nem öregedő műanyaglap), amellyel felülről is lefedik a medencét miután megtelt. Ezt követően az alsó és a fedő réteget összeforrasztják, így a hulladéktestet egy tömör műanyagréteg veszi körül. Ha a könnyűszerkezettel fedett betároló tér alatti medenceszakasz megtelik, a felső réteget szintén vastag tömörített földréteggel takarják le, s erre kerül a geotextília réteg által védett fedőfólia. A fedőfóliára kerül a felső vízzáró tömörített homokos agyagréteg, amit rögzítő hálóval megerősített termőfölddel borítanak be, és rekultiválnak (3. ábra). Ezek a műszaki intézkedések és mérnöki gátak biztosítják, hogy a radioaktív szennyezők hosszú távon se juthassanak ki a bioszférába.



3. ábra. Az aszódi veszélyeshulladék-lerakó feltöltés alatt lévő depóniája, melyre termőréteg kerül, és végül a jobb oldali képen a teljesen rekultivált tárolómedence látható

A platform szállítása és deponálása

A platform szállítása külön adott időszakra érvényes útvonal-engedéllyel történik. Az ilyen túlméretes szállítmányok szállítása mindig éjszaka történik, előre megtervezett útvonalon és jóváhagyott program szerint. A platform trélerre helyezését (daruzását) az atomerőmű szakemberei végzik. A szállítás közben a platform radioizotóp tartalmának gamma sugárzása többlet külső sugárterhelést jelent az szállítójármű vezetője számára (4. ábra).



4. ábra. A munkaplatform kiszállítása az atomerőmű ellenőrzött zónájából.

A lerakó telephelyen a hulladék mérlegelése a szállítójárművel együtt történik, s ezt követően a szállítójármű közvetlenül a fedett depónia térbe hajt, ahol a tartalmát lerakják a számára elkészített helyre. A platform méreti miatt a két elemnek előzetesen megfelelő gödröt készítenek a hulladéktestben, és abba helyezik bele (5. ábra).



5. ábra. A platform leemelése a szállítójárműről a depónia térben és elhelyezése a hulladéktestben számára előzetesen kialakított gödörben

Ezt követően a platform melletti teret és a hengerek belsejét pernyehabarcossal vagy egyéb földszerű hulladékkal töltik ki, és legalább 1 m földdel lefedik. Ezek a feltöltési munkák illeszkednek a hulladéktároló normál üzemi tevékenységbe, és mivel hulladékgazdálkodási szempontból nem is jelentős mennyiség, így a fedése egy napon belül megtörténik. Ezt követően a személyzet már nem kerül közvetetten sem kapcsolatba a felszabadított hulladékból származó sugárzással.

A 6. ábrán a munkaplatform elemeinek hasonló fedése látható, majd a lefedett és stabilizált fedőrétegen folytatódik a betárolás a tárolótérben. A további hulladéklerakások ütemezésétől függően egyéb ömlesztett hulladék, majd végül egy $\approx 0,5$ m fedő földréteg kerül elhelyezésre.



6. ábra. A fedőréteg elhelyezése az aszódi lerakó tárolómedencéjében, majd a lefedett és stabilizált munkaterület

A platform veszélyes hulladékként történő ártalmatlanítása több részfolyamatból tevődik össze, amelynek során több a besugárzási útvonalon keresztül éri sugárterhelés a platform szállítását és mozgatását végző dolgozókat. A platform fizikai és radiológiai jellemzői és a hulladékkezelő cég technológiája alapján definiálhatók azok az eseményláncok és a besugárzási

útvonalak, amelyek ismeretében a szállító cég és a lerakók személyzetének a tevékenységből adódó járulékos egyéni sugárterhelése számítható.

A radionalitikai mérések igazolták, hogy a platformon nem fixált szennyeződés nincs, a felszínén mért szennyeződés anyagában fixált, az csak a platform anyagával együtt távolítható el, ezért belső sugárterheléssel nem kell számolni. Külső sugárterhelés a következő munkafázisok során érheti a dolgozókat:

- A platform lerakóra történő szállítása során a tehergépkocsi vezetőjét.
- A platform lerakódása és anyagmozgatása környezetében munkát végző dolgozókat.
- A hulladéklerakóban elhelyezett platform feletti fedő réteg felett dolgozó munkásokat.

Az elemzések során a felszabadítandó hulladék környezetében kialakuló sugárzási terek jellemzőinek számítását a Grove Engineering MicroShield v8.03. szoftverrel végeztük el [4].

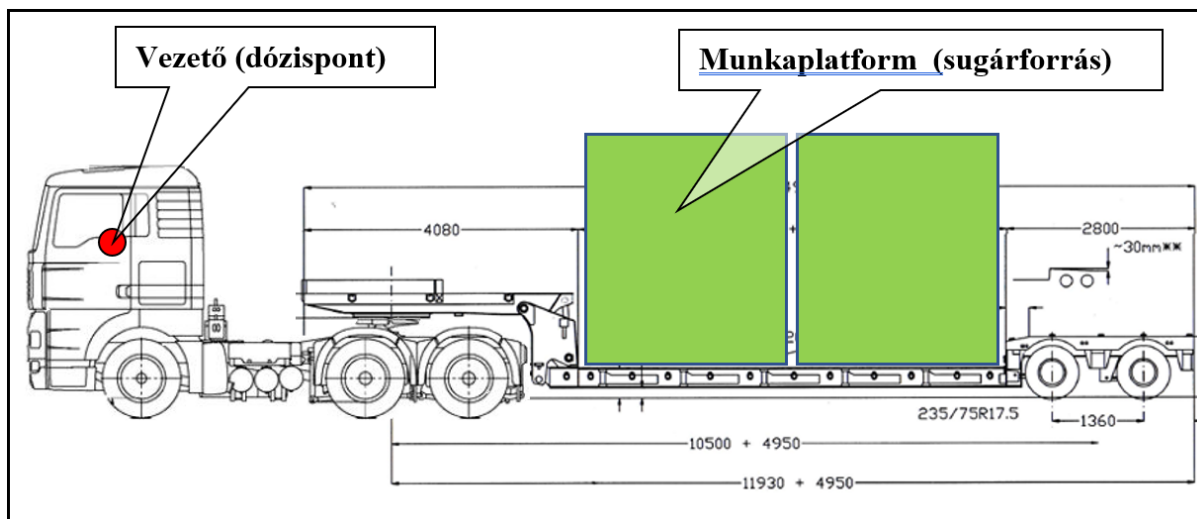
A LAKOSSÁGI SUGÁRTERHELÉSEK MEGHATÁROZÁSA

A platform szállítása során a vezetőt érő sugárterhelés

A 7. ábrán a szerelvény és a munkaplatform valós méretei láthatók. Ez volt a vezetőt érő sugárterhelés meghatározására használt számítási geometria alapja.

A platform két elemének felhelyezési sorrendjét a tervezéskor még nem ismertük, hasonlóan a pontos helyüket sem rakodó felületen. Azok biztonságos elhelyezésében és rögzítésben nem is akartuk korlátozni a logisztikai szakterületet, ezért a számítások során konzervatívan azt tételeztük fel, hogy a vékonyabb 8 mm falú (kisebb önadszorpciójú) elem lesz a vezetőtől a lehető legkisebb távolságban 7 m-re, a második elem közvetlenül mögötte 10,3 m-re.

A fülkében kialakuló dózisteljesítményt jellemző dózispont függőleges koordinátáját a rakomány középvonalához igazítottuk, ami szintén konzervatív feltételezés, mivel a vezető testtömegének a nagy része ettől távolabb helyezkedik el. A dózispont vízszintes koordinátája pedig a rakomány tengelyében (a vezetőfülke közepén) van. A fülke és a felépítmény anyagának árnyékolását 5 mm vastag vas árnyékoló réteggel modelleztük.



7. ábra. A platform szállítására szolgáló nyergesvontató és mélybölcsős tréler, valamint a platform két elemét modellező hengerek.

Számítási geometria a fel- és lerakodás során

A platform elemeinek feldaruzását és rögzítését az atomerőmű szakemberei végzik, amit a jármű vezetője ellenőriz. A munkafolyamat során azt feltételezzük, hogy a jármű vezetője a két platformelem között, azok felszínétől 1 m távolságban tartózkodik. A dózispont vízszintes koordinátája a korábbi konzervatív feltételezés szerint a rakomány tengelyében van.

Ugyanezt a helyzetet tételezzük fel a lerakodás során, feltételezve, hogy a sofőr is közreműködik a rögzítés bontásában.

Sugárforrás

A sugárforrás jellemzőit a mért aktivitás adatok ismeretében a tömegadatokat és a felületek ismeretében lehet definiálni. A külső sugárterhelések számításához természetesen csak a gamma és a nagyobb energiájú röntgen sugárzó izotópok aktivitásait használtuk, valamint a 0,5 % aktivitás arány alatti izotópokat szintén elhanyagoltuk. Ezek alapján a számításba vett izotópok köre a következő: ^{110m}Ag ; ^{108m}Ag ; ^{129}I ; ^{125}Sb ; ^{106}Ru ; ^{54}Mn ; ^{134}Cs .

A dózisszámítások eredményei

A fenti szállítási geometriák és aktivitáskoncentrációjú hulladékokra számított dózisteljesítmények értékei a következők.

Szállítás során a vezetőt a kabinban érő sugárterhelés: 6,56 nSv/h.

Fel- és lerakodás során két elem között kialakuló dózisteljesítmény: 152,03 nSv/h.

A dózisteljesítmények ismeretében kiszámítható a jármű személyzetének sugárterhelése a szállítás és lerakodás időtartama alatt.

Az egyes folyamatok időigénye a következő:

- | | |
|--|--------|
| - átvétel és kiszállítás az erőmű területéről | 0,5 h, |
| - rakomány rögzítésének ellenőrzése | 0,5 h, |
| - szállítás a Paksi Atomerőműtől az aszóni hulladéklerakóig
(az út 190 km ebből 150 km autópálya) | 3 h, |
| - beszállítás a hulladéklerakóba és mérlegelés | 0,5 h, |
| - lerakodás az autóról a tárolótérben | 0,5 h. |

A berakodás során a tréler betolat a kiszállítófolyosóra, a daruzást és a szállítmány rögzítését az atomerőmű dolgozói végzik, amit a jármű vezetője ellenőriz. Így fél órát tölt a kabinban és a fél órát a rögzítések ellenőrzésével. Hasonlóan a hulladéklerakón az ottani személyzet végzik a platform elemeinek ledaruzását, a sofőr legfeljebb a rögzítő kötések bontásában segít. Így ezeknek a munkafolyamatoknak az időigénye megegyezik a felrakodásával.

Ezek alapján a jármű vezetőjének teljes sugárexpozíciója:

$$(0,5\text{h}+3\text{h}+0,5\text{h}) \times 6,56 \text{ nSv/h} + (0,5\text{h}+0,5\text{h}) \times 152,03 \text{ nSv/h} = 178,27 \text{ nSv.}$$

A lerakodás dóziszáruléka a hulladéklerakón

A veszélyes-hulladék lerakóhoz érkezve a hulladék mérlegelése az autóval együtt történik, s ezt követően az autó közvetlenül a fedett depónia térbe hajt, ahol a tartalmát lerakják a számára elkészített helyre, a korábban leírtak szerint. Az anyagmozgatás daruskocsikkal történik.

A lerakás során a platform elemek rögzítéseinek oldására és azok daruhoz kötözésére ugyanazt a geometriát és expozíciós időt tételezzük fel, mint a sofőr estén a felrakodás során.

Az anyagmozgatás (amikor a platform két elemét átemelik a kijelölt helyre) közvetlen időigénye szintén fél óra. Feltételezve, hogy a lerakódás során a daruskocsi célszerűen a tréler oldala mellé áll, így a leemelések során a gépkezelő a fülkében mindkét platformelemtől egyszerre 5 m távolságban lesz (közelebb nem mehet az emelésekhez szükséges minimális gémméret miatt). A munkagép fülkéjének árnyékolását elhanyagoltuk, mivel itt a gép teste csak részben árnyékolja a kezelőt, az 5 mm vastag üveg árnyékolása pedig nem jelentős.

A leemelések során a daruskocsi fülkéjében a dózisteljesítmény: 22,15 nSv/h.
Ezek alapján az a daruskocsi vezetőjének teljes sugárexpozíciója:

$$0,5\text{h} \times 152,03 \text{ nSv/h} + 0,5\text{h} \times 22,15 \text{ nSv/h} = 87,09 \text{ nSv}$$

A deponált platform lefedése

A lerakást követően a platform elemei melletti teret és a hengerek belsejét pernyehabarcossal vagy egyéb földszerű hulladékkal töltik ki, és legalább 1 m földdel lefedik.

A beborító záró földréteg elhelyezését felülről végzik homlokrakodós munkagépekkel. Mivel a földréteg a gép előtt kerül terítésre, a talajszint alatt lévő platform sugárzása nem éri közvetlenül a gépkezelőt, így a munkafolyamat során is a későbbiekkel megegyező sugárzási geometriát és árnyékolási jellemzőket jelent: A platform felső peremétől számítva, 1 méter vastag ömlesztett szilárd hulladék árnyékolja a sugárzást, amit talajokra jellemző anyagi összetétellel és 1,5 g/cm³-es sűrűségű közeggel modelleztünk.

A platform fölött 1 m magasságban dózisteljesítmény többlet: 0,023 nSv/h.

Ha feltételezzük, hogy a dolgozók az év 200 munkanapján napi 1 órát tartózkodnak ezen a pár méteres területen, az is legfeljebb 4,69 nSv dózistöbbletet jelentene. Ezért kijelenthető, hogy ezt követően a személyzet már nem kerül kapcsolatba a platform anyagából származó sugárzással.

A lakossági dózisok összesítése

A sugárhatósági ellenőrzés alól felszabadított és az atomerőműből kikerülő munkaplatform veszélyes hulladékként történő ártalmatlanítása több részfolyamatból áll. Az egymásra épülő folyamatok során, a szállítást végző cég sofőrje és a lerakó személyzete kerül kapcsolatba a platform anyagának sugárzásával. A dózisszámítások eredményei a következők:

- a szállító jármű vezetőjének dózistöbblete: 178 nSv,
- a daruskocsi kezelőjének sugárterhelése: 87 nSv.

Ezek közül nyilván a nagyobb dózist elszenvedő sofőr jelenti a kritikus lakossági csoportot, ami meghatározza a platform felszabadításból, és annak inaktív hulladékként történő ártalmatlanításából, származó dózist.

ÖSSZEFOGLALÁS

A tanulmány keretében megvizsgáltuk, a Paksi Atomerőműben a 2003-as üzemzavar felszámolásához használt nagyméretű munkaplatform hatósági felügyelet alóli felszabadítását és veszélyes hulladékként történő ártalmatlanításának lehetőségeit, ill. igazoltuk, hogy a felszabadított hulladék ártalmatlanításából és végleges elhelyezésből származó egyéni évi sugárterhelés nem haladja meg a vonatkozó rendeletben előírt 30 µSv lekötött effektív dózismegszorítás értékét [1].

Ehhez először a felszabadítandó hulladék jellemzőit foglaltuk össze. A platform fizikai jellemzőinek vizsgálata azt mutatta, hogy az ellenőrzött zónán belüli hasznosítása nem valószínűsíthető meg és radioaktív hulladékként sem célszerű elhelyezni. Az saválló munkaplatform hulladékként történő értékesítése nagyobb radiológiai és gazdasági kockázattal jár, mint a hulladékba helyezés, és ezek közül a veszélyes hulladéklerakóban történő elhelyezés jelenti a biztonságosabb megoldást.

Megállapítottuk, hogy a platformon nem fixált szennyeződés nincs. A felszínén mért szennyeződés anyagában fixált, az csak a platform saválló anyagával együtt távolítható el. Az izotópleltárhoz összeállított adatbázisunk 33féle radioizotóp aktivitás adatait tartalmazza.

Ezt követően a hulladékkezelési technológiákat, a meghatározó munkafolyamatokat, eseményeket, technológiai jellemzőket, vettük számba. A platform ártalmatlanításához kapcsolódó technológiák műszaki és szervezési adatai alapján (kellő konzervativizmussal) definiáltuk azokat a besugárzási útvonalakat, amelyek ismeretében a szállításban közreműködő cég gépjárművezetőjének és a lerakók személyzetének többlet sugárterhelése számítható.

Ezek alapján az kiszámítottuk a munkaplatform veszélyes-hulladék lerakón történő ártalmatlanítása során a különböző tevékenységekből adódó járulékos egyéni sugárterhelések értékeit. Ezek közül a legnagyobb dózist elszenvedő gépjárművezető jelenti a kritikus lakossági csoportot, ami meghatározza a platform felszabadításból és annak inaktív hulladékként történő ártalmatlanításából származó dózist. Az ő dóziszjáruléka 178,27 nSv. A platform lerakása után a talaj felett a dózisteljesítmény többlet maximálisan 0,023 nSv/h, ami azt jelenti, hogy a lefedést követően a személyzet már nem kerül kapcsolatba a platform anyagából származó sugárzással.

Ezzel igazoltuk, hogy az atomerőmű ellenőrzött zónájában lévő munkaplatform sugárvédelmi hatósági ellenőrzés alóli felszabadítását követő tevékenységekből származó egyéni sugárterhelés nem haladja meg a 30 μ Sv effektív dózist. A felszabadítási tanulmányt a hatóság jóváhagyta, és a határozatnak megfelelően a platformot ki lehetett szállítani az ellenőrzött zónából.

A teljes folyamat a tervezési alapok definiálásától a hulladék kiszállításáig 4 évig tartott és sok szakember összehangolt munkáját igényelte.

IRODALOMJEGYZÉK

- [1] 2/2022. (IV. 29.) OAH rendelet az ionizáló sugárzás elleni védelemről és a kapcsolódó engedélyezési, jelentési és ellenőrzési rendszerről, 2024.
- [2] NÜON Kft.: Az MVM Paksi Atomerőmű Zrt. ellenőrzött zónájában keletkező szilárd hulladékokra alkalmazott scaling-faktorok statisztikai illesztésének felülvizsgálata és a ^{14}C izotóp meghatározási módszerének validálása), Vizsgálati jelentés, Dokumentum azonosító: N-P2/2019.
- [3] Determination and use of scaling factors for waste characterization in nuclear power plants, International Atomic Energy Agency, Vienna 2009.
- [4] MicroShield, Program version 8.03, Copyright 1992 - 2009 Grove Software, Inc., 2009.
- [5] Tibor Bujtás, Árpád Nényei, József Solymosi: Radiation Protection Aspects of The Accident Recovery, Academic and Applied Research in Military Science 290/2006.
- [6] 20/2006. (IV. 5.) KvVM rendelet a hulladéklerakással, valamint a hulladéklerakóval kapcsolatos egyes szabályokról és feltételekről, 2024.

- [7] Methods for the Minimization of Radioactive Waste from Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities TECHNICAL REPORTS SERIES No. 401, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2001.
- [8] Clearance levels for radionuclides in solid materials, TECDOC-855, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996.

Készült a SOMOS Alapítvány támogatásával.