

# ***SUGÁRVÉDELEM***

**Eötvös Loránd Fizikai Társulat  
Sugárvédelmi Szakcsoportjának  
On-line Folyóirata**  
<http://www.sugarvedelem.hu/sugarvedelem/>

**II. Évfolyam 1. szám  
2009. február**

**BUDAPEST**

**HU ISSN 2060-2391**

**Kiadó:** az Eötvös Loránd Fizikai Társulat Sugárvédelmi Szakcsoportja

**Kiadásért felelős:** Solymosi József a Szakcsoport elnöke

**Web megjelenés:** Vincze Árpád

**A szerkesztőbizottság elnöke:**

Fehér István

**A szerkesztőbizottság tagjai:**

Bujtás Tibor,

Andrási Andor,

Ballay László,

Csige István,

Deme Sándor,

Déri Zsolt,

Fehér Ákos,

Kerekes Andor,

Pellet Sándor,

Vincze Árpád,

Zagyvai Péter

**A szerkesztőség elérhetősége:**

Levelezési cím: 1027 Budapest II. Fő u. 68.

e-mail: [szerkesztoseg@sugarvedelem.hu](mailto:szerkesztoseg@sugarvedelem.hu)

HU ISSN 2060-2391

## IV. Generációs energia rendszerek fizikai védelmének és proliferáció-állóságának értékelési módszertana - a Generation-IV International Forum honlapján közzétett nemzetközi szakértői ajánlás alapján

Kovács Pál\*<sup>1</sup>

<sup>1</sup>OECD Nuclear Energy Agency, 12 boulevard des Iles, Issy-les Moulineaux, 92130, France

\*Pal.KOVACS@oecd.org

*Title: Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology of the Generation IV Energy Systems – review of the recommendations of the Expert Group of the Generation IV International Forum (GIF)*

*Abstract – The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Expert Group of the Generation IV International Forum (GIF) completed and made available to all interested at the GIF public website the physical protection and proliferation-resistance evaluation methodology for the Generation IV energy systems. This paper shortly presents three main elements of such PR&PP methodology.*

*Keywords- Non-proliferation, physical protection, GIF, nuclear, methodology*

***Kivonat – A Generation-IV International Forum (GIF) legfőbb irányító testülete alatt működő Proliferáció-Állóság és Fizikai Védelem Elemző Módszertani Szakértő Csoport elkészítette, és a GIF honlapján minden érdeklődő számára elérhetővé tette a IV. generációs energia rendszerek fizikai védelmének és proliferáció-állóságának értékelési módszertanát. Jelen dolgozat ezen módszertan legfontosabb három elemét ismerteti.***

*Kulcsszavak – IV. generáció, proliferáció-állóság, fizikai védelem, módszertan*

### BEVEZETÉS

A Generation-IV International Forum (a továbbiakban GIF), az energiatermelő reaktorok új generációjának fejlesztésében érdekelt államok közötti nemzetközi műszaki együttműködés fóruma, amely 2001 júliusában alakult 11 tag (USA, Egyesült Királyság, Franciaország, Korea, Japán, Kanada, Brazília, Argentína, Dél-Afrikai Köztársaság, Svájc, EU) részvételével, és amelynek tagsága mára – Kína és Oroszország csatlakozásával – 13-ra bővült.

Az együttműködés célja a:

- a IV. generációs atomenergia-rendszerek fejlesztésében rejlő többoldalú együttműködési területek beazonosítása;
- ezen területeken közösen együttműködő K+F projektek létrehozása;
- az együttműködést elősegítő iránymutatás megalkotása és az elért eredmények jelentése;
- a haladás rendszeres felülvizsgálata, és ajánlások készítése az K+F-ben együttműködő projektek számára;
- a további kutatást igénylő potenciális területek meghatározása és rendszeres felülvizsgálata;
- és az olyan egyéb tevékenységek elvégzése, amelyeket a GIF céljai megvalósulásának elősegítése érdekében a tagországok még szükségesnek tartanak.

A GIF-en belül a kiválasztott hat reaktortípus fejlesztését külön csoportok végzik saját irányító testülettel és a szükséges munkacsoportokkal (pl.: technológia, gazdaságosság, anyagválasztás, nukleáris

biztonság, proliferáció-állóság és fizikai védelem, alkalmazások, stb.). Az elemzés és az értékelés módszertanait a legfőbb irányító testület alá rendelt külön szakértői csoportok készítik el, illetve határozzák meg a gazdaságosság, a nukleáris kockázatok és a biztonság, a fizikai védelem, a proliferáció-állóság valamint a minőségbiztosítás területeire. A IV. generációs nukleáris energia rendszerek technológiai céljai között a proliferáció-állóságot és a fizikai védelmet a rendszer további három fő céljával – a fenntarthatósággal, a biztonsággal és megbízhatósággal valamint a gazdaságossággal – azonos prioritással kezelik. A tényleges K+F és a módszertani keret működtetésének folyamatait a GIF legfőbb irányító testülete, a „Policy Group” fogja össze. A nemzetközi szintű K+F műszaki koordinációját az OECD Atomenergia Ügynöksége (NEA) végzi immár 2004 óta.

A GIF alapdokumentuma, a „IV. Generációs Ütemterv”-e a jövő atomenergia-rendszerei proliferáció-állóság és fizikai védelmi céljait a következőképpen határozza meg:

*„A IV. generációs nukleáris energia rendszerek nagyobb garanciát nyújtanak majd arra, hogy ezek jelentsék a legkevésbé vonzó technológiát nukleáris anyagok hadicélú előállításához valamint a legkevésbé kívánatos útvonalat a hadi célokra felhasználható anyagok ellopásához, emellett fokozottabb fizikai védelmet nyújtanak a terrorcselekmények ellen.”*

A GIF Proliferáció-Állóság és Fizikai Védelem Elemző Módszertani Szakértő Csoport (Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Expert Group – a továbbiakban PR&PP) 2002-ben alakult USA, Kanada, Franciaország, EURATOM, Egyesült Királyság, Ausztria, Japán és Korea szakértőinek részvételével. A részben mások által kifejlesztett és általuk felhasznált részben pedig a csoport által kidolgozott módszertan a GIF honlapján ([www.gen-4.org](http://www.gen-4.org)) elérhető és letölthető.

A jelentés két fő fejezetből áll.

A 1. fejezet és az azt megelőző vezetői összefoglaló a program döntéshozói, a szélesebb körű GIF tagság és más külső résztvevők számára készült. Ezen belül az 1.3 alfejezet, amely a korábbi eredményeket tekinti át, szintén fontos információkat nyújt azon műszaki szakértők és a döntéshozók részére, akik mélyrehatóbb ismereteket kívánnak szerezni a jelentésben szereplő módszertannal kapcsolatosan (*ez a fejezet a jelen dolgozatban nem kerül kifejtésre*). Az 1.4 alfejezet a módszertan részleteit ismerteti, míg az 1.5 alfejezet az olvasó számára ad képet arról, hogy milyen lépéseket szükséges megtenni az ismertett módszertan alkalmazása során.

A 2. fejezet a számításokat végző elemzők számára készült, és ez a fő fejezet részletezi a szükséges szakmai mélységben az elemzési módszertant. A PR&PP elemző folyamat különleges irányelveket alkalmaz a fenyegetettség tér meghatározására (a 2.1 fejezetben), a speciális rendszer elemek értékelésének elvégzésére és a veszélyek meghatározásához (a 2.2 fejezetben), valamint az eredmények olyan formában történő bemutatására és összehasonlítására, amely a rendszertervezők és a döntéshozók köreiben használatosak (2.3 fejezet).

A jelentéshez a referenciák, meghatározások és rövidítések jegyzéke is kapcsolódik. Ezen túlmenően egy különálló műszaki jelentést is csatoltak, amelynek címe: *„Melléklet a IV. Generációs Energia Rendszerek Proliferáció-Állóság és Fizikai Védelem Elemzési Módszertanához”* (*„Addendum to the Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems”*). Ez a jelentés több műszaki mellékletet tartalmaz, amelyek tovább részletezett adatokat és információkat tartalmaznak a fő jelentésben tárgyalt módszertan alkalmazásához. Így az:

- A. Melléklet a Proliferáció Állósággal kapcsolatosan készült korábbi jelentések mértékegységeit foglalja össze;
- B. Melléklet pedig a korábbi Fizikai Védelemmel kapcsolatos elemzések teljeskörűségét tekinti át;
- C. Melléklet a fenyegetettség tér meghatározásával kapcsolatos szakmai vita jelenlegi állását taglalja;

- A D. Melléklet négy részben taglalja a biztosítékok ellenőrizhetőségének átfogó értékelését, egy konkrét rendszerre vonatkozó elméleti biztosítékok ellenőrizhetőségének tesztelési lehetőségét, a NAÜ által definiált érzékelési célokat illetve a hasadó anyagok minőségi aspektusaival és vonzóságával.
- Az E. Melléklet a rendszerelemzési technikákat tekinti át a PR&PP céljára való alkalmazhatóság szempontjából.

## A JAVASOLT MÓDSZERTAN

A IV. Generációs reaktorok fejlesztési ütemtervének eredményeként javaslat született a nukleáris energia rendszerek proliferáció-állóságának és fizikai védelmének egy jobb értékelési módszer szerinti kidolgozására, mégpedig oly módon, hogy a rendszerek értékelését el kell kezdeni már a fejlesztési folyamat legkorábbi, tervezési fázisában. Ahhoz, hogy ez a javaslat meg is valósuljon, a PR&PP célok jó átláthatóságának biztosítása érdekében, a jövőbeli rendszerek értékeléséhez és fejlesztéséhez feltétlenül szükséges egy megbízható értékelési módszertani útmutató elkészítése. A javasolt módszertan egy sor kihívást határoz meg, elemzi a rendszer válaszokat ezen kihívásokra, és értékeli a következményeket. A nukleáris energia rendszerek kihívásait a potenciális szereplők, a proliferáns államok vagy országon belüli ellenfelek okozta veszélyek jelentik.

A módszertan alapján a fizikai védelem fenyegetettségének elemzésekor 3 típusú szereplővel szükséges számolni:

- Külső elkövetőkkel;
- A külső elkövetőkkel összejátszó belső személyzettel, valamint;
- Belső elkövetők önállóan.

A fenyegetettség értékelésénél az elkövetők képességeinek 5 kategóriáját szükséges számításba venni:

- Az ismereteket (beleértve a külső elkövető(k) hozzáférését beavatott ismeretekhez);
- A képességeket;
- A bevethető fegyvereket és eszközöket (kereskedelemben kapható, katonai vagy saját kézi gyártmány);
- Az elkövetők számát;
- Az elkövetők kötelezettségvállalását és elhivatottságát (kockázattűrő képességtől egészen az önfeláldozásig).

A fizikai védelem fenyegetettségének meghatározásához a szereplők célkitűzéseinek 5 kategóriáját kell figyelembe venni:

- A normálüzemi működést megzavaró szabotázs;
- Radioaktív kibocsátást okozó szabotázs;
- Nukleáris fegyverek előállítását szolgáló lopás;
- Radioaktív anyagot szétszóró eszközök előállítását szolgáló lopás;
- Műszaki információk ellopása.

A IV. generációs rendszerek műszaki és intézményi jellemzői is felhasználásra kerülnek a rendszerek válaszureakciónak meghatározásához úgy a proliferációs veszélyek, a szabotázs elleni védettség, mint a terrorista fenyegetés szempontjából. A rendszer válaszureakciónak eredményeként a proliferáció-állóság 6, a fizikai védelem 3 intézkedéssel fejezhető ki, amelyek mindegyike a nukleáris energia rendszerek magas-szintű PR&PP jellemzői. A módszertant úgy alakították ki, hogy az lehetőséget adjon a rendszerek értékelésére még a tervezési folyamat egy korai fázisában, míg a későbbi fázisokban már mélyrehatóbb és reprezentatívabb elemzésekre van szükség. Az eredmények bizonytalanságát értékelik és visszacsatolják a tervezés folyamatába az értékelés minden egyes szakaszában. Az eredményeket háromféle felhasználó csoport számára készítik elő, ezek: a rendszerek tervezői, a döntéshozók és a külső érintettek. A

fejlesztési program irányának meghatározásában érdekelt döntéshozók számára inkább a lehetőségek közötti választások és azok következményeinek elkülönítése, míg a rendszerek tervezőinek az adott típus esetében szükséges visszaható, a biztonságot és proliferáció-állóságot javító intézkedések a fontosak.

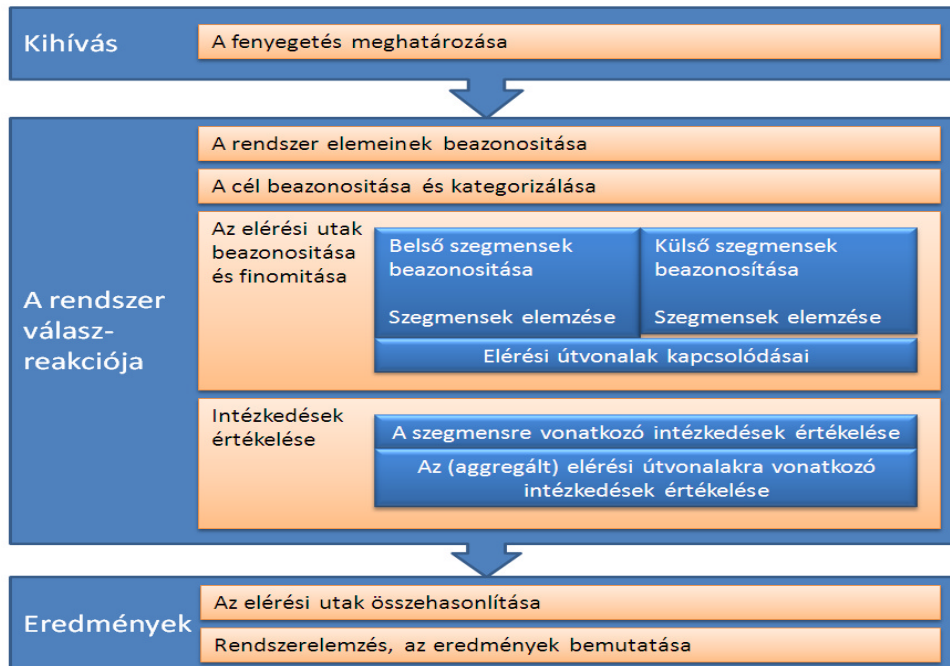
A proliferáció-állóság és a fizikai védelem tervezésének és értékelésének kezdeti nehézsége abban rejlik, hogy mivel a tervezett rendszerekről több esetben még csak hiányos mértékű információ áll rendelkezésre, ez hozzájárul minden más célkitűzés értékelésének bizonytalanságához. A GIF keretén belül működő PR&PP szakértői csoport szembesült azzal is, hogy ma még szintén hiányzik egy közösen elfogadott mértékegység és számszerűen kifejtett korlát rendszer, amely átfogó képet adna a nukleáris létesítmények proliferáció-állóságáról vagy a fenyegetésekkel szemben felsorakoztatott védelmi-védeltségi képességeiről. Erre vonatkozóan is törekszenek a szakértők számára kölcsönösen elfogadható megoldásokat találni vagy kifejleszteni.

A definíció szerint:

- A proliferáció-állóság az atomenergia rendszerek azon tulajdonsága, amely megakadályozza a nukleáris anyagok befogadó állam általi eltérítését, be nem jelentett előállítását, vagy a technológiával való visszaélést, nukleáris fegyverekhez vagy más nukleáris robbanószerkezetekhez való hozzájutás céljából.
- A fizikai védelem az atomenergia rendszerek azon tulajdonsága, amely megakadályozza a befogadó állam saját belső szervezetei vagy egy a befogadó állam ellensége(i) által a nukleáris robbanóanyagok vagy radioaktív anyag szétszórására alkalmas eszközök készítésére alkalmas anyagok eltulajdonítását illetve a nukleáris üzemek és a nukleáris anyagok szállítása elleni szabotázszt.

Az 1. ábra a módszertan alaplépéseit ábrázolja. Egy adott rendszer esetében az elemző meghatározza a kihívást jelentő események készletét, elemzi a rendszer ezen kihívásokra adott válaszait, és értékeli az eredményeket és a következményeket. Az értékelési módszertan feltételezi, hogy a nukleáris energia rendszer legalább koncepció vagy típussterv készülségi fázisban van, amely már magába foglalja a rendszer saját belső és szintén a külső védeltségi megoldásait. A belső megoldások tartalmazzák a rendszer fizikai és műszaki sajátosságait; a külső megoldások az intézményi tényezőket jelentik, mint például a fizikai védelem óvintézkedései és a külső akadályok. A PR&PP elemzés során a főbb erőfeszítést a belső és a külső megoldások közötti kapcsolódási pontok, kapcsolatok és kölcsönhatások feltárása és magyarázata, és az ezt követő optimális típusstervet eredményező útmutatás megfogalmazása igényli.

A PR&PP értékelési módszertan szerkezetéből eredően alkalmazható úgy a teljes üzemanyag ciklusra, mint akár az atomenergia rendszer külön kiemelt részelemeire is. A módszertan egy folyamatos és fokozatos megközelítést nyújt amely párhuzamosan mélyül és részleteződik a típussterv készülségi fokának változásával. A legfőbb technológiai céloknak – a fenntarthatóságnak, a biztonságnak és megbízhatóságnak, a gazdaságosságnak és a proliferáció-állóságnak és fizikai védelemnek – egyszerre kell érvényesülnie már a tervezés korai szakaszától kezdődően ahhoz, hogy a szükséges rendszer korrekciók megfelelő alapossággal épülhessenek be az adott reaktor típusba.



1. ábra. A PR&PP Értékelési Módszertan részletezett keretrendszere

**Az első lépés a fenyegetés beazonosítása.** A különböző elemzések összehasonlítása érdekében szükség van egy Referencia Fenyegetés Készletre (*Reference Threat Set – RTS*), amely tartalmazza a feltételezett szereplőket, ezek képességeit, és lehetséges stratégiáit a figyelembe vett időszakban (1. táblázat). A Referencia Fenyegetés Készletnek magának is bővülnie, fejlődnie kell a reaktor típus fejlesztésével párhuzamosan, és végül ez képezi majd a Tervezési Alapfenyegetettséget (*Design Basis Threats – DBT*) amely majd a szabályozási tevékenység hatálya alá kerül.

A proliferáció elleni veszélyek közé tartozik:

- A bejelentett anyagok rejtett, nem rendeltetésszerű használata;
- A bejelentett létesítményekkel való titkolt visszaélés;
- Nyilvánvaló visszaélés létesítményekkel vagy a bejelentett anyagok nem rendeltetésszerű használata;
- illegális használatú létesítmények.

A fizikai védelem elleni veszélyek közé tartozik:

- Radiológiai szabotázs;
- Anyagok jogtalan eltulajdonítása;
- Információk ellopása.

1. táblázat. A PR&amp;PP fenyegetési dimenziók összefoglalása

	Proliferáció-állóság	Fizikai védelem
<b>Szereplő típusa</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Befogadó állam</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Külső</li> <li>• Külső és belső együtt</li> <li>• Belső egyedül</li> <li>• Légi</li> </ul>
<b>Szereplő képességei</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Technikai képességek</li> <li>• Források (pénz és munkaerő)</li> <li>• Urán és Tórium források</li> <li>• Ipari képességek</li> <li>• Nukleáris képességek</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Ismeretek</li> <li>• Képességek</li> <li>• fegyverek és eszközök</li> <li>• Szereplők száma</li> <li>• Dedikáció</li> </ul>
<b>Célok (lényegesek a nukleáris üzemanyagciklus szempontjából)</b>	Atomfegyverek: <ul style="list-style-type: none"> <li>• száma</li> <li>• megbízhatósága</li> <li>• tárolhatósága és felhalmozhatósága</li> <li>• szállíthatósága</li> <li>• gyártási üteme</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Beavatkozás az üzemvitelbe</li> <li>• Radioaktív kibocsátás</li> <li>• Nukleáris robbantás(ok)</li> <li>• Radioaktivitás szétszóródását támogató eszközök</li> <li>• Információ szerzés</li> </ul>
<b>Stratégiák</b>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rejtett diverzió</li> <li>• Nyílt diverzió</li> <li>• Az üzem rejtett használata gonosz célokra</li> <li>• Az üzem nyílt használata gonosz célokra</li> <li>• Független tiltott üzem használata</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Eltérő támadási módok</li> <li>• Eltérő taktikák</li> </ul>

A PR&PP módszertan nem határoz meg egy adott fenyegetésre bekövetkezési vagy elmaradási alapvalószínűségi értékeket. Emiatt, az elemzést szponzorálók számára javasolt egy külön szakértői felülvizsgálati csoportot felkérni azon lehetséges fenyegetések körének meghatározására, amelyekkel a PR&PP elemzések már a kezdeti fázistól számoljanak. Egy kiválasztott fenyegetésre adott rendszer-válaszok bizonytalanságát ezt követően a fenyegetés valószínűségétől függetlenül kell értékelni. Más szóval a PR&PP értékelése függ a fellépő kihívásoktól.

Az részletezettség, amely szerint a fenyegetést meg lehet és meg kell határozni, függ a nukleáris energia rendszerrel kapcsolatosan rendelkezésre álló információk mértékétől. A koncepcionális tervezés korai fázisaiban, amikor a részletes információk mértéke erősen behatárolt, viszonylag közismert, de indokolt fenyegetési formákat szükséges kiválasztani. Ezzel ellentétben, amikor a tervezés már egy későbbi fázisba jut, részletes és különleges potenciális veszélyforrások jellemzésére nyílik lehetőség.

Amint a fenyegetettség már kellő részletezettségben áll rendelkezésre, **a második lépés a rendszerválaszok értékelése**, amely négy fő részre bontható:

- Rendszerelemek beazonosítása. A nukleáris energia rendszert kisebb elemeire vagy alrendszereire kell bontani a további elemzésekhez szükséges részletezettségben. Egyedi elemként szerepelhet akár egy üzem, egy üzembrész, egy adott folyamatban résztvevő üzemek (technológiák) csoportja ugyanúgy, mint a külső, belső szállítási rendszer, amelyben nukleáris anyag vagy technológia átadás/átvétel vagy kezelés, vagy lopás és szabotázs megvalósulhat.
- Céltárgy(ak) beazonosítása és osztályba sorolása. A céltárgy(ak) beazonosítását úgy kell elvégezni, hogy az atomenergia rendszert a fenyegetés meghatározásából eredő lehetséges stratégiák szerint szisztematikusan elemezni kell olyan szempontból, hogy a rendszer tetszőleges elemében milyen szerepet játszhatnak az anyagok, berendezések és folyamatok. A proliferáció szempontjából a célok lehetnek anyagok, berendezések, és folyamatok, amelyeket védeni kell az eltérítés és a nem rendeltetésszerű használat veszélyeitől. A fizikai



védelem szempontjából a célok lehetnek nukleáris anyagok, berendezések és információk, amelyeket védeni kell a lopás és szabotázs veszélyeitől. A célokat kategorizálni kell, hogy létrejőjön egy reprezentatív vagy egy legalább behatároló halmaz a további elemzések céljaira.

- Elérési útvonal(ak) beazonosítása és pontosítása. Az elérési útvonalak a szereplő által kitűzött célok elérése során keletkező események és tevékenységek egyenes következményei. Tetszőleges cél esetében az egyedi elérési útvonalakat egy szisztematikus folyamat keretében szelvényekre bontják, és így elemzik a közelítőleges viselkedés szempontjából. Később az egyes szelvényeket teljes útvonalakká összekapcsolják, és részleteiben is elemzik. A pontos elérési útvonalak maguktól az elképzelt szcenárióktól, a tervezési információk állapotától, a rendelkezésre álló információk minőségétől és használhatóságától, valamint az elemző preferenciáitól is függenek. A szakértőknek egy szisztematikus módszerre van szükségük az elérési útvonalak egy hiteles halmazának előállításához, amely hitelesen alkalmazható a témakörben. Az elemzőnek kell meggyőződnie arról, hogy az összes hihető útvonal beazonosításra került. Azonban szintén az elemzők azok, akik elkerülhetnek vagy elhagyhatnak útvonalakat, miután kellőképpen igazolták és dokumentálták, hogy azok nyilvánvalóan nem hihetők, vagy nem járulnak hozzá a nukleáris energia rendszer általános értékeléséhez. A 2. táblázat példákat ad különböző területek elérésének lehetséges kategóriákba sorolására.
- Intézkedések értékelése. A rendszer-válaszok eredményeit PR&PP intézkedésekben fejezik ki. Az intézkedések az elérési útvonalak magas szintű jellemzői, amelyek kihatással vannak az elkövetők döntéseire és a cselekedeteire, és ennek következtében felhasználható az elkövető valószínű viselkedése és ennek következményei elemzésére. Tetszőleges intézkedésre vonatkozóan az egyes útvonal szelvények részeredményeit összesítik. Így válik lehetővé az egyes útvonalak összehasonlítása, és a teljes rendszer viselkedésének értékelése, illetve beazonosíthatóvá válnak azok az útvonalak, amelyek további elemzések és döntések tárgyát képezik a későbbiekben.

A proliferáció-állósággal kapcsolatos intézkedések a következők:

- A proliferáció technikai bonyolultsága – A technikai kifinomultság iránti igényből és az anyagok kezelési képességéből fakadó belső bonyolultság, amely szükséges a proliferáció ellen létesített többszintű akadály-rendszer leküzdéséhez;
- A proliferáció költsége – Gazdasági és személyzeti beruházások szükségesek a proliferáció ellen létesített többszintű akadály-rendszer leküzdéséhez, beleértve a már meglévő vagy új létesítmények használatát is.
- A proliferációhoz szükséges idő – Az a minimális időtartam, amely szükséges a proliferáció ellen létesített többszintű akadály-rendszer leküzdéséhez.
- A hasadó anyag típusa – Az anyagok kategóriákba sorolása aszerint, hogy mely jellemzője teszi hasznossá nukleáris robbanóanyag készítése céljára (3. táblázat).
- Az érzékelés valószínűsége – A proliferációs szelvény vagy elérési útvonal érzékelésének összegzett valószínűsége.
- Az érzékelés (humán és technikai) eszközeinek hatékonysága – A nukleáris energia rendszerekre vonatkozó nemzetközi biztosítéki rendszer alkalmazásának hatékonysága a személyzeti, eszköz és pénzügyi források vonatkozásában.

## 2. Táblázat: Példák Terület Elérési Kategóriákra (a jobban elérhetőtől a kevésbé elérhetőig)

Terület Kategória	Leírás	Példák
1. Típus – Publikus terület	Lakosság számára nyitott terület	Látogató központ
2. Típus – Ellenőrzött terület	Olyan terület az atomerőmű telephelyének kapuin belül amelyen csak korlátozott mértékű a belépés-ellenőrzés	Raktárak, autó parkolók és szimulátor központok.
3. Típus – Védett terület	Dupla kerítéssel és egyéb behatolás jelzővel védett terület; a hozzáférés korlátozott a védett erőművi munkavállalók és a látogatók részére, és a hozzáférési pontokon elhelyezett kapuk kimutatják a bejuttatásra szánt fegyvereket vagy robbanóanyagokat.	Turbina épület, karbantartó műhelyek, és transzformátorok környéke
4. Típus – Létfonosságú terület – gyakori eléréssel	Létfonosságú vagy anyag-elérési terület (pl.: a védett területen belül további kapuk késleltetik a nem engedélyezett belépést) az üzemi személyzet gyakori belépésével.	Blokkvezénylők, kiégett üzemanyag pihentető medence, MOX üzemanyag gyártás forró cellái, és gyakori rutin felügyeletet igénylő berendezésekkel ellátott területek
5. Típus – Létfonosságú terület – közepes gyakorisággal ellenőrzött eléréssel	Létfonosságú vagy anyag-elérési terület az üzemi személyzet közepesen gyakori belépésével, egy nagy-teljesítményű aktív kapuval és megnövelt fizikai védelemmel a belépési időszakokban.	A reaktor ellenőrző és védelmi rendszer és az akkumulátor telepek páncél ajtókkal ellátott helyiségei; védett anyag tárolók; és a reaktor konténment fala normál üzemvitel idején.
6. Típus – Létfonosságú terület – ritkán ellenőrzött eléréssel	Létfonosságú vagy anyag-elérési terület ritka belépéssel, egy nagy-teljesítményű passzív kapuval és a belépési időszakokban a megnövelt fizikai védelmet biztosító intézkedésekkel.	Passzív remanens-hő eltávolító rendszer kiszolgáló terei daruval eltávolítható aknafedéllel, reaktorakna, száraz üzemanyag tároló belső terei, forró cellák belső terei, és a reprocesszáló üzem belső terei.
7. Típus – Erősen megközelíthetetlen terület	Normál üzemben soha el nem érhető és csak nagyon bonyolult elérést lehetővé tevő terület.	Eltemetett reaktorakna, eltemetett kiégett üzemanyag tároló medencefal körüli talaj, és feltöltött és lezárt geológiai radioaktív hulladék tároló belső tere.

A fizikai védelemmel kapcsolatos intézkedések a következők:

- Az ellenfél sikerének valószínűsége – Annak valószínűsége, hogy az elkövető sikeres lesz az elérési útvonalra vonatkozó cselekmény végrehajtásában és a következmény(ek) létrehozásában.
- Következmények – Az elérési útvonalra vonatkozó ellenséges fellépés sikeres kivitelezése következtében keletkező hatások.
- (Humán és technikai) fizikai védelmi eszközök – A fizikai védelem (elrettentés, felismerés-detektálás, beavatkozás és semlegesítés) biztosításához szükséges személyzet, képességek és költségek összessége, illetve ugyanezen erőforrások érzékenysége a veszélyeztetettség mértékében és kifinomultságában beálló változások iránt.

3. táblázat: A USA Energiaügyi Minisztériuma által a nukleáris anyagok fizikai védelmének I-IV biztosítéki kategóriába sorolása, amely a nukleáris robbanó szerkezetek besorolására alkalmazható [4]

	Vonzósági szint	Kategória (a mennyiségek kg-ban kifejezve)							
		Pu vagy U-233 <sub>g</sub>				U-235 vagy Np-237			
		I.	II.	III.	IV.	I.	II.	III.	IV.
Fegyverek <sub>a</sub>	A	Minden mennyiség	NA	NA	NA	Minden mennyiség	NA	NA	NA
Tiszta anyagok <sub>b</sub>	B	≥2	0,4-2	0,2-0,4	<0,2	≥5	1-5	0,4-1	<0,4
Jó minőségű anyagok <sub>c</sub>	C	≥6	2-6	0,4-2	<0,4	≥20	6-20	2-6	<2
Alacsony minőségű anyagok <sub>d</sub>	D	NA	≥16	3-16	<3	NA	≥50	8-50	<8
Minden más típusú anyag <sub>e</sub>	E	Tetszőleges jelenthető mennyiség <sub>f</sub> a IV. kategória							

Jelölések: NA – nincs adat;

- Összeszerelt fegyverek és teszt berendezések (I. kategória bármilyen mennyiségben);
- Fegyver alkatrészek, kapcsolók, öntvények, újraönthető fém, és közvetlen módon átalakítható anyagok;
- Karbidok, oxidok, nitrátok  $\geq 25$  g/L töménységű oldatai, friss üzemanyag tabletták és kazetták, ötvözetek és keverékek, UF<sub>4</sub> vagy UF<sub>6</sub>  $\geq 50\%$  dúsításban;
- Oldatok 1-25 g/L töménységben, feldolgozási maradvány-termékek, amelyek átfogó újrafeldolgozást igényelnek, közepesen besugárzott anyagok (pl.: besugárzási dózis ekvivalens  $>0,15$  és  $1$  Sv/hr között 1 méter távolságban, ahol  $1$  Sv (Sievert)  $\equiv 1$  J/kg = 100 rem), Pu-238 (a hulladék kivételével), és UF<sub>4</sub> vagy UF<sub>6</sub>  $\geq 20\%$  és  $<50\%$  dúsításban;
- Erősen besugárzott formák (amelyek besugárzási dózis egyenértéke  $>1$  Sv/hr 1 méter távolságban, pl. a kiégett üzemanyag), oldatok  $<1$  g/L töménységben, és az urán tetszőleges formája és mennyisége, amely  $<20\%$  U-235 vagy  $<10\%$  U-233 tartalmaz;
- A Pu-239 – Pu-242 és a dúsított urán 1 g-nyi vagy azt meghaladó jelenthető mennyisége, és 0,1 g Pu-238.
- Az U-233 = [U-233 tartalom + U-235 tartalom] teljes mennyisége.

Az intézkedések kvalitatív és kvantitatív módszerekkel is értékelhetők, amelyek tartalmazhatnak dokumentált mérnöki döntést és formális szakértői kizárásokat (amint ilyeneket sikerrel alkalmaztak már több területen Budnitz és mások (1998); Cojazzi és mások (2001); Forester és mások (2004); Pilat, Budlong-Sylvester és Stanbro (2002); Siu és mások (1998); és Wreathall és mások által (2003)). Az intézkedések valószínűségi módszerekkel is értékelhetők (pl.: Markov láncok és esemény-fák segítségével) és kétoldali szimulációs módszerekkel (mint a háborús játékokban, lásd NPAM 2003 [3]). Az általános kockázati módszer leírásán túlmenően a jelentés csatolmányának „E Műszaki Melléklet”-e konkrét példákon keresztül, négy rendszer-elemzési technikát is ismertet, amelyek használhatók PR&PP elemzésekhez (1. Hatás diagram; 2. Esemény-fa/Hiba-fa; 3. Siker-fák; 4. Dinamikus Valószínűségi Módszerek).

A **harmadik lépés** a rendszer *fenyegetésre adott válaszai következményeinek meghatározása*, amelyhez az elemzők összehasonlítják az elérési útvonalakat, valamint értékeli a rendszert a megállapítások összefoglalása és az eredmények interpretálása céljából. Az útvonalak összehasonlítása – Az elemző elvégzi az elérési útvonalak elemzését az útvonal szelvények összegzésével az ezekre vonatkozó intézkedéseken keresztül. A rendszer elemzés célja a legsérülékenyebb szelvények és teljes útvonalak és a hozzájuk kapcsolódó intézkedések beazonosítása.

Rendszer elemzés és az eredmények bemutatása – A nukleáris energia rendszer PR&PP elemzési folyamatának utolsó lépése az elemzés megállapításainak összefoglalása valamint az eredmények numerikus és lingvisztikus magyarázata és tolmácsolása. Az eredmények tartalmazzák a jelentést készítő legjobb becsléseit, a számításokhoz kapcsolódó bizonytalanságok eloszlásait, és a bizonytalanságok közlését elősegítő ábrákat.

4. táblázat: Példa berendezés funkció sérülékenységi kategóriákra (a leginkább sérülékenytől a legkevésbé sérülékeny berendezésig)

Berendezés Funkció Kategóriája	Leírás	Példák
1. típus: Nagy sérülékenység	A berendezés funkciók gyorsan béníthatók egyszerű, könnyen elérhető eszközök használatával	Elektronikai kapcsoló szekrények üzemeltethetősége; áram- és vezérlési vezetékek, szivattyúk és armatúrák motorjai, áramkörök megszakítói; és tűzveszélyes anyagok égése.
2. Típus: Közepes sérülékenység	A berendezés funkciók kisebb idő-késleltetéssel béníthatók könnyen elérhető eszközök használatával, vagy gyorsan olyan eszközökkel amelyek normál esetben nem engedélyezettek vagy használatuk szabályozott és ellenőrzött az erőműben, mint a kisebb robbanékony töltetek.	Zárt szekrények elektronikájának működtethetősége; tartályok, csővezetékek és hőcserélők szivárgási integritása; és a manuálisan működtethető reaktivitás szabályozó rendszerek működtethetősége.
3. típus: Kis sérülékenység	A berendezés funkciók használhatatlanná tétele terjedelmes robbanó tölteteket, terjedelmes lövedékeket, vagy egyéb nehéz eszközöket (pl.: darukat) igényel.	Feszített vasbeton falak és szerkezetek szerkezeti sértetlensége; bélelt faló feszített vasbeton szerkezetek integritása; folyadékok, szilárd anyagok és szerkezetek hő-tehetetlensége; és negatív zóna hőmérséklet reaktivitási együttthatók.

A fenti módszertan lépéseinek következetes betartásával a rendszer tervezői olyan tervezési lehetőségeket határozhatnak meg, amelyekkel a rendszer proliferáció-állósága és fizikai védelme tovább

javul. A tervezők, például, csökkenthetik az olyan aktív biztonsági berendezések számát, amelyek gyakori üzemeltetői beavatkozást igényelnek, vagy akár meg is szüntethetik azok alkalmazását.

### Érzékeny Információk

A IV. generációs energia rendszerek PR&PP szerinti értékelése során az elérési útvonalak leírása tartalmazhat érzékeny információt. Például a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség különleges létesítmények esetében biztosítéki bizalmas információként kezeli az elrejtési stratégiákat. Fegyvergyártásban résztvevő kutató-laboratóriumok szintén minősített információként kezelik a nukleáris robbanóanyagok gyártási eljárásait és a nukleáris anyagok illegális létesítmények alkalmazásával történő optimális feldolgozási eljárásaihoz kapcsolódó információkat. Ehhez hasonlóan a nemzeti hatóságok minősített különleges információként kezelik az üzemelő létesítmények szabotázs és lopási fenyegetettségéhez, az alkalmazott értékelési módszerekhez, az akadályok elhárításához szükséges időtartamhoz, a céltárgyakhoz, és a sikerágakon képződő radioaktív kibocsátásokhoz kapcsolódó információkat. Ebből eredően az olyan PR&PP elemzéseket, amelyek elvégzése során érzékeny információ(ka)t is felhasználnak, csak olyan szervezetek végezhetnek, amelyek képesek az információk ellenőrzését biztosítani. Több esetben az érzékeny információk köre szűkíthető az elemzésekben. A módszertan 2. Fejezete ebből a célból is tartalmaz példákat három táblázat formájában: a terület hozzáférhetőségi kategóriákról, az anyagok attraktivitási kategóriáiról, és a berendezés sérülékenységi kategóriákról. Mivel a minősített kategóriák részletes információkat rejtnek, az indexek alapján levonható következtetések eleve hozzávetőlegesek, bár több esetben hasznosnak bizonyulhatnak. Ha mégsem bizonyulnának hasznosnak, akkor speciális tanulmányokra van szükség az érzékeny információk védelmének teljes körű biztosítása mellett.



2. Ábra. A PR&PP értékelési folyamat lépései

### *A módszertan bevezetése és elmélyítése*

Egy adott nukleáris energia rendszer proliferáció-állóságának és fizikai védelmének értékelése vezetői, szervezői és műszaki képességek együttes meglétét teszi szükségessé. Ezek egy egységbe kell rendezni ahhoz, hogy egy alapos, védhető és érthető értékelés keletkezzen. A folyamatot kilenc speciális feladat alá lehet rendezni, amelyek összesen négy főcsoportot alkotnak, melyek:

- A folyamat megszervezése (kék színnel jelzett);
- A munka meghatározása (zöld színnel jelzett);
- A munka elvégzése (sárga színnel jelzett);
- Az elvégzett munka eredményeinek jelentése (narancssárga színnel jelzett).

A folyamat kilenc lépése szerepel a 2. ábrán, amelyek a szövegdobozokban részletes magyarázatot is kapnak. Bizonyos szintű vezetői intézkedés minden egyes lépéshez kapcsolódik; például a jelentés nem várhat a folyamat végéig, egyfajta előzetes jelentést el kell készíteni a munka előrehaladása során, és a folyamat iteratív, és esetenként egyidejű.

### **KÖVETKEZTETÉSEK**

A PR&PP módszertan megfelelő keretet biztosít a Generation IV International Forum keretében fejlesztés alatt álló nukleáris energia rendszerek biztonsági céljainak értékeléséhez és ugyanezen energia rendszerek proliferáció, lopás és szabotázs fenyegetettsége elleni ellenálló képességének javításához, azon célkitűzésre válaszul, hogy ezek a rendszerek legyenek a legkevésbé vonzó technológiák a terroristák számára, és ezek nyújtsanak fokozottabb fizikai védelmet a terrorcselekmények ellen.

A proliferáció-állóság és a fizikai védelem képességeit már a tervezés szakaszában célszerű elkezdni, amelyhez úgy kvalitatív, mint kvantitatív módszerek széles tárháza áll rendelkezésre. Ezen módszereket a GIF honlapja mindenki számára elérhető módon és kellő mélységben ismerteti, és példákkal könnyíti meg azok alkalmazását. Az eredmények visszacsatolása segítséget nyújt abban, hogy a szükséges korrekciókat még a tervezési fázisban elvégezzék, illetve, hogy a PR&PP-célú gondolkodás tervezők gondolkodásában meghonosodjon. A javasolt PR&PP módszertan szisztematikus módon határozza meg a biztonságot érintő kihívásokat, és elemzi a rendszer-válaszokat. Az elemzések eredményei szövegszerű és számszerű módon is jellemzést ad a tervezett vagy üzemelő létesítmény biztonságának állapotáról, a lehetséges veszélyek közül kiemelkedő veszélyforrásokról és elérési útvonalokról. A módszer nagymértékű flexibilitást nyújt az elemző részére. A megállapításokat célszerű önálló felülvizsgálattal is ellenőrizni és alátámasztani. A szakmai tapasztalatok alapján a kezdeti fenyegetések körét célszerű rendszeresen felülvizsgálni illetve az alkalmazott módszertant pontosítani.

A fenti lépésekkel elérhető lesz az a célkitűzés, hogy a IV. generációs energia rendszerek a mai reaktoroknál nagyobb számban is képesek lesznek nagyobb fizikai biztonsággal és megnövelt proliferáció-állósággal üzemelni.

**IRODALOM**

- [1] The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Expert Group Of the Generation IV International Forum: "Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems" Revision 5, November 30, 2006, [GIF/PRPPWG/2006/005]
- [2] The Proliferation Resistance and Physical Protection Evaluation Methodology Expert Group Of the Generation IV International Forum: „Addendum to the Evaluation Methodology for Proliferation Resistance and Physical Protection of Generation IV Nuclear Energy Systems” - Technical Addendum to Revision 5, Revised 13 April 2008, [GIF/PRPPWG/2006/005-A]
- [3] R. Bari, P. Peterson, J. Roglans, S. Mladineo: „Proliferation Resistance Modeling” - performed under the auspices of the U.S. Department of Energy under Contract No. DE-AC02-98CH10886, NY, USA, 2003
- [4] U.S. Department Of Energy, Office of Security and Safety Performance Assurance: „Nuclear Material Control and Accountability” Manual, DOE M 470.4-6,



## Radioanalitikai módszer fejlesztése dörzsmintákban található aktinidák elemzésére

Mácsik Zsuzsanna\*<sup>1</sup>, Vajda Nóra<sup>2</sup>, Bene Balázs<sup>1</sup>, Varga Zsolt<sup>3</sup>

<sup>1</sup>BME Nukleáris Technikai Intézet

<sup>2</sup>RadAnal Kft.

<sup>3</sup>MTA Izotópkutató Intézet

\* macsikzs@reak.bme.hu

(A cikk közlésre elfogadva: 2009. március 13.)

*Abstract – A radiochemical procedure has been adapted for the simultaneous determination of actinides by alpha-spectrometry after the separation of actinides by extraction chromatography. The procedure can be used efficiently for the analysis of swipe samples for safeguards purposes. This paper describes the procedure and its parameters (detection limit, chemical recovery) and the results of the examination of real samples.*

*Keywords- swipe samples, actinides, extraction chromatography, alpha spectrometry*

**Kivonat – Radiokémiai módszert adaptáltunk, amely alkalmas aktinidák egymás melletti meghatározására  $\alpha$ -spektrometriával az aktinidák extrakciós kromatográfiás elválasztását követően. A módszer hatékonyan alkalmazható dörzsminták biztosítéki célú elemzése során. A cikkben bemutatjuk a radioanalitikai módszert, ismertetjük az eljárás legfontosabb jellemzőit (kimutatási határ, kémiai visszanyerés), valamint valódi minták elemzésének eredményét is.**

*Kulcsszavak – dörzsminta, aktinidák, extrakciós kromatográfia,  $\alpha$ -spektrometria*

### I. BEVEZETÉS

A Nemzetközi Atomenergia Ügynökség (NAÜ) biztosítéki (safeguards) rendszerének célja nukleáris anyag nukleáris fegyverekhez történő átirányításának megakadályozása. A NAÜ a nukleáris anyag békés célú felhasználásának igazolására biztosítéki intézkedéseket alkalmaz, amelyeknek köre igen széles. A biztosítéki intézkedések szerves részét képezi az adott ország által vezetett nyilvántartás helyességének és teljességének ellenőrzése, amely az adatok vizsgálatán túl helyszíni ellenőrzéseket is jelent, amely során a biztosítéki ellenőrök az adott nukleáris létesítmény területén és azon kívül is jogosultak környezeti mintát venni. A dörzsmintavételt 1996 óta alkalmazzák rutinszerűen a NAÜ biztosítéki felügyelői a környezeti mintavételezés leghatékonyabb eszközeként a biztosítéki intézkedések sorában [1, 2].

A dörzsmintavétel számos előnnyel rendelkezik a többi környezeti mintavételi típussal (levegő-, talaj-, növény-, víz- és üledék-mintavétel) szemben. A dörzsminta elemzése során csökkenthető a háttér, amely a környezeti mintáknál jelentős mértékű lehet, mivel a környezetben mindenütt jelen vannak természetes és mesterséges eredetű nukleáris anyagként számon tartott radioizotópok (urán, tórium illetve plutónium nuklidok). Ezenkívül a dörzsminták könnyűek, kisméretűek, ezért könnyen szállíthatók és tárolhatók. Végül, de nem utolsónak a dörzsminták alkalmasak részecskeanalízisre is. A dörzsmintavétel sikerességének kulcskérdése a mintavétel helyszíne, amely azonban a többi környezeti mintavételezés során is döntő jelentőségű.

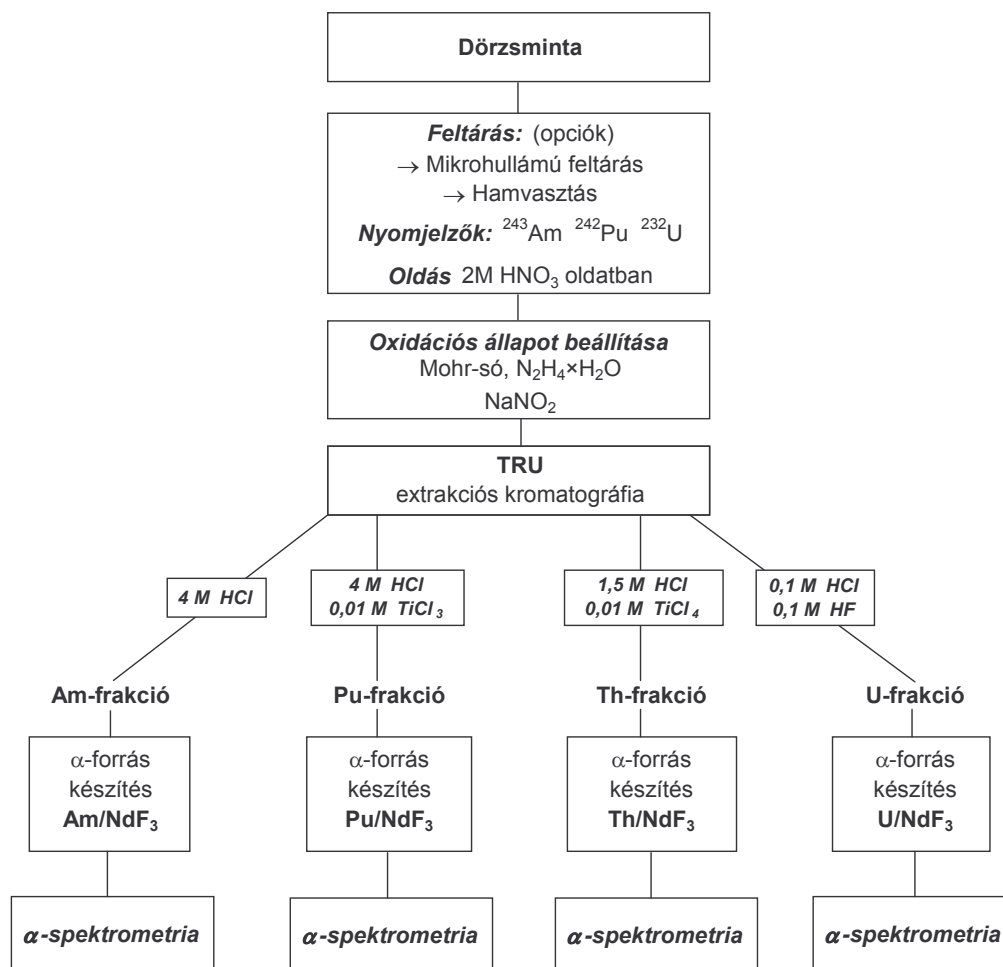
A célunk gyors, gazdaságos és hatékony (jó kémiai kitermeléssel, nagy dekontaminációs tényezőkkel jellemzett) módszer fejlesztése, amely az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) által végzett hatósági dörzsmintavételezés során gyűjtött minták elemzésére is alkalmazható. A dörzsmintákban megtalálható



aktinidák elemzésére alkalmas radioanalitikai módszert egy nemrégiben kifejlesztett baleseti helyzetekben használható, kis mennyiségű talajminták elemzésére alkalmas módszer [3] alapján adaptáltuk. Az eljárás extrakciós kromatográfián alapul, amely lehetővé teszi a mintában található aktinidák egymás melletti meghatározását.

## II. KÍSÉRLETI RÉSZ

A radiokémiai módszer a dörzsmintában található aktinidák extrakciós kromatográfiás elven történő elválasztásán alapul. Az eljárásban a mintákat teljesen feltártuk hamvasztással vagy mikrohullámú roncsolással, majd tömény salétromsavas közegben többször szárazra pároltuk, végül híg salétromsavban oldottuk fel. A megfelelő oxidációs állapot (Pu(IV), Np(IV), és valószínűleg U(IV)) beállítását Mohr-sóval,  $\text{NaNO}_2$ -tel, valamint szükség esetén hidrazinnal végeztük. A mintákat ezek után TRU gyantával (Eichrom Co. terméke) töltött, kis térfogatú (~1 ml) extrakciós kromatográfiás oszlopra vittük az oszlop formázását követően, majd az aktinidákat egymás után elválasztottuk külön frakciókba gyűjtve (1. ábra). Az egyes frakciókból  $\alpha$ -forrásokot készítettünk  $\text{NdF}_3$ -os mikrocsapadékos együttleválasztással, amelyeket  $\alpha$ -spektrometriával vizsgáltunk.



1. ábra. Dörzsmintákon található aktinidák elemzésére alkalmas módszer folyamatábrája

Vakmintákat vizsgáltunk a módszer kimutatási határainak és valódi mintákat az eljárás használhatóságának meghatározása érdekében. A vakminták  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  és  $^{232}\text{U}$  izotópokkal nyomjelzett tiszta dörzsmintavételi szövetek voltak, míg a valódi mintákat a NAÜ standard dörzsmintavételi eljárásával vettük a radiokémia laboratóriumban található munkaasztalokról (egyenként  $\sim 100\text{ cm}^2$  felületről), illetve egy esetben a minta egy a 2003-as paksi üzemzavar után vett minták elemzésére használt, savas áztatást követően többször is elmosogatott főzőpohárból származott ( $A_{\text{mintavétel}} \sim 50\text{ cm}^2$ ) (1. táblázat).

1. táblázat. Mintavételi helyek és feltárási módok az egyes minták esetében

Mintaazonosító	Mintavételi hely	Feltárási típusa
#4	Laboratóriumi munkaasztal	Hamvasztás
#5	Főzőpohár	Hamvasztás
#6	Vakminta	Mikrohullámú feltárási
#7	Laboratóriumi munkaasztal	Mikrohullámú feltárási
#8	Laboratóriumi munkaasztal	Mikrohullámú feltárási
#9	Vakminta	Mikrohullámú feltárási
#10	Vakminta	Mikrohullámú feltárási

### III. EREDMÉNYEK ÉS KÖVETKEZTETÉSEK

#### A). Kimutatási határok

Az aktinidák átlagos kimutatási határait a Currie-módszer [4] alapján határoztuk meg 95 %-os konfidenciaszint mellett (2. táblázat). A mérési idők 13 000 és 325 000 s között változtak. A kimutatási határok hozzávetőleg 20 %-kal javíthatók hosszabb mérési idők, illetve tisztább detektorok és kamrák alkalmazásával.

2. táblázat. Az eljárás kimutatási határai

Izotópok	Kimutatási határ [mBq/minta]
$^{241}\text{Am}$	1,11
$^{239,240}\text{Pu}$	0,63
$^{238}\text{Pu}$	0,88
$^{230}\text{Th}$	4,94
$^{233}\text{U}$	0,77

### B). Kémiai visszanyerés

Az eljárás során fellépő kémiai veszteségek meghatározása érdekében a mintákat nyomjeleztük  $^{243}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Pu}$  és  $^{232}\text{U}$  izotópokkal. A nyomjelzőket a feltárás után adtuk a mintákhoz, hogy elkerüljük a hamvasztásra használt kemence és a mikrohullámú feltáró berendezés kontaminálódását. Így a nyomjelző csak a feltárás utáni műveletek kémiai veszteségeinek korrigálására alkalmas.

A kémiai visszanyerések között nem tapasztaltunk szignifikáns különbségeket a Th kivételével (3. táblázat). A Th esetében a visszanyerés 29 és 71 % között változott, amit nem tudunk még egyértelműen értelmezni. A 2003-as paksi üzemzavar után vett minták elemzésére használt főzőpohárból származó minta esetében a Pu-visszanyerés 180 %-nak adódott. Ennek valószínűsíthető oka, hogy az üzemzavari mintákban, bár kis mennyiségben, ez az izotóp is előfordul. Például elméleti számítások szerint VVER-440 reaktorban 30 Gwnap/t U kiégettségnél a  $^{242}\text{Pu}$  aktivitása kb. 0,3 %-a a  $^{239,240}\text{Pu}$  aktivitásának [5].

3. táblázat. Kémiai visszanyerések

Mintaazonosító	Kémiai visszanyerés [%]			
	Am	Pu	Th	U
#4	80	58	52	73
#5	67	180*	42	68
#6	80	60	71	81
#7	84	67	35	73
#8	81	77	53	79
#9	76	71	30	71
#10	77	74	30	78
Átlag	78	68	45	75

\*: kihagyva az átlagszámításból

### C). A módszer használhatóságának vizsgálata

A módszer használhatóságának meghatározása érdekében négy dörzsmintát vizsgáltunk. A feldolgozás során készített  $\alpha$ -források keresztszennyeződéstől mentesek voltak és az  $\alpha$ -spektrum megfelelő energiafelbontása (félértékszélesség 60-80 keV) mutatta, hogy a források nem tartamaznak egyéb szennyezőket sem (mennyiségük  $< 100 \mu\text{g}/\text{minta}$ ). Meg kell jegyezni, hogy a  $^{237}\text{Np}$  várhatóan az urán frakcióban jelenik meg, de kimutatására az alfa-spektrometria nem megfelelő érzékenységgel. A minták közül kettőben tudtuk kimutatni az aktinidákat. A #4 mintában  $^{230}\text{Th}$ -t és  $^{233}\text{U}$ -t azonosítottunk, amely egy olyan laboratóriumi munkaasztalról származik, ahol hozzávetőleg 100 Bq/ml koncentrációjú  $^{233}\text{U}$ ,  $^{230}\text{Th}$  és  $^{239}\text{Pu}$  standard nyomjelző oldatokkal dolgoztak. Az #5 mintában  $^{241}\text{Am}$ -t,  $^{244}\text{Cm}$ -t,  $^{238}\text{Pu}$ -t, és  $^{239,240}\text{Pu}$ -t azonosítottunk, amely a 2003-as paksi üzemzavar után vett minták elemzésére használt főzőpohárból származik. Az üzemzavart követően primerkörüli hűtővizet vizsgáltak. A kutatási jelentések szerint a mintákban  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{239,240}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  és  $^{234}\text{U}$  izotópokat találtak 10-15 kBq/l koncentrációban. Az eredmények alapján a legtöbb, az akkori mintában előforduló aktinidát sikerült azonosítani. A  $^{242}\text{Cm}$  rövid felezési ideje miatt már nem mutatható ki.

Az egyes izotópok aktivitását izotóphígításos  $\alpha$ -spektrometriai módszerrel határoztuk meg (4. táblázat).

4. táblázat. Az egyes mintákban azonosított izotópok aktivitása

Izotópok	Aktivitás [mBq/minta]	
	#4	#5
<sup>241</sup> Am	-	44,6 ± 1,8
<sup>244</sup> Cm	-	26,3 ± 1,3
<sup>239,240</sup> Pu	-	43,0* ± 1,2
<sup>238</sup> Pu	-	54,2* ± 1,4
<sup>230</sup> Th	9,0 ± 1,6	-
<sup>233</sup> U	10,2 ± 0,7	-

-: kimutatási határ alatt; \*: becsült érték

#### IV. ÖSSZEFOGLALÁS

Hatékony és gyors radioanalitikai eljárást adaptáltunk dörzsmintákban megtalálható aktinidák elemzésére. A dörzsminták hozzávetőleg 1,5 nap alatt feldolgozhatók. Az  $\alpha$ -spektrometriai mérések során mBq/minta nagyságrendű kimutatási határokat értünk el átlagosan 24 órás mérési idővel. A kémiai visszanyerések értékei Am, Pu és U esetében 60 % felett voltak.

Jelenleg az eljárás módosításán dolgozunk azon célból, hogy a minták  $\alpha$ -spektrometriával és ICP-MS-sel (induktív csatolású plazma tömegspektrometria) párhuzamosan elemezhetők lehessenek.

#### IRODALOM

- [1] Donohue, D.L, Strengthening IAEA safeguards through environmental sampling and analysis, Journal of Alloys and Compounds, 271-273, 1998, pp, 11-18
- [2] Safeguards techniques and equipment – 2003 Edition, International Nuclear Verification Series No, 1, IAEA Austria, August 2003, pp, 78-82
- [3] Vajda, N. Rapid method for the determination of actinides in soil and sediment samples by alpha spectrometry. (elfogadva (Radiochimica Acta))
- [4] Currie, L.A. Limits for qualitative detection and quantitative determination. Analytical Chemistry. Vol. 40 No. 3. March 1968. pp. 586-593
- [5] Möller W., Burmester M.: Calculation of Passive Neutron Emission from Spent WWER-440 Type Fuel; Report SAAS-347 (Staatliches Amt für Atomsicherheit und Strahlenschutz, Berlin) 1987.

## IH-95 sugárszint- és szennyezettség-mérő műszer korszerűsítése

Bäumler Ede<sup>1</sup>, Csete István<sup>2</sup>, Erdős Kálmán<sup>1</sup>, Sarkadi András<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Gamma Műszaki Zrt., 1119 Budapest, Petzvál J. u. 56.

<sup>2</sup>Magyar Kereskedelmi Engedélyezési Hivatal, 1124 Budapest, Németvölgyi út 37-39.

### Modernization of the IH-95 radiation level and contamination meter

*During the past 15 years nearly 800 IH-95 instruments have been produced. Its high popularity can be explained by its double dose rate and contamination meter functions: Application of a patented measurement technology enables IH-95 to have an extended measuring range, long working life and reliability.*

*In this paper we present the measuring features of the device from both the manufacturers and the verification authorities' point of view.*

*In order to extend the life cycle of the instrument three different categories of improvements were proposed, being manageable during the two year periodic verification.*

*Modifications that have no influence on the technical parameters: these take affect only the electronic components documentation of the new production series.*

*Modifications, improving the technical parameters, include the reduction of statistical fluctuation and the time of measurement as well as increasing the products life cycle.*

*Modifications, extending the range of services, consist mainly in the extension of the menu system, e.g. temporary storage of measuring results, option to switch to military norms (use of cGy), and modification of alarm levels, event alarm, and option to change languages. Previously, the search mode meant the display of momentary values. At present, averaging mode remains valid until an alarm event caused by sudden increasing or decreasing of dose rate occur; Following this event momentary values appear automatically and the average calculation is started again. Thus, the instrument is more suitable for fast locating of radiation sources.*

#### Keywords

- double functionality
- extend the life cycle

Az IH-95 típusú műszerekből közel 800 db készült az elmúlt 15 évben. Népszerűségének oka, hogy kombinált dozimetriai és szennyezettség- mérő műszer, igen széles méréstartományban mér szabadalmaztatott méréstechnikai eljárásának eredményeként, és rendkívül megbízható. Méréstechnikai részleteit a gyártó és az ellenőrző mérésügyi hatóság szemszögéből is bemutatjuk.

A műszer életciklusának megnövelésére olyan - típusváltást nem igénylő – változtatásokat javasolunk, amelyek a kétévenként esedékes időszakos hitelesítéssel egybekötve végrehajthatók. A mintakészüléken már végrehajtott módosítások három csoportba sorolhatók. A műszaki paramétereket nem befolyásoló módosítások körébe tartoznak a sürgető dokumentációmódosítások, ezek elektronikus alkatrészek és tartozékok kiváltását jelentik. Előbbiek csak az új gyártást érintik.

A műszaki paramétereket javító módosítások körébe tartozik a statisztikus ingadozás és a mérési idő csökkentése, az üzemidő növelése.

A szolgáltatás bővítő programmódosítások csak a menürendszer bővítését eredményezik, mint például mérési eredmények átmeneti tárolása, háborús normákra váltás lehetősége (cGy használata), riasztási szintek módosítása, eseményriasztás, nyelvváltás lehetősége. A keresés üzemmód korábban pillanatértékek megjelenítését jelentette, most átlagképzés van

mindaddig, amíg nincs eseményriasztás, akkor pillanatértékek jelennek meg, majd újra kezdődik az átlagolás. Ez nemcsak a dózisteljesítmény növekedésekor, hanem csökkenésekor is megtörténik. Ilyen módon a műszer egyedülállóan alkalmas pontszerű sugárforrások felkutatására.

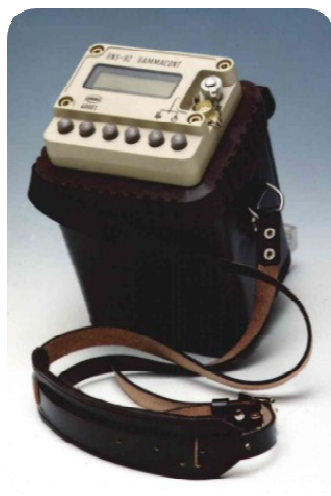
#### Kulcsszavak

- kombinált műszer
- életciklus növelés

### 1. AZ IH-95 JELLEMZŐI

#### Népszerűség

A polgári védelemnek készült BNS-92, és katonai változata az IH-95 típusú műszer (1. ábra) 15 éve van gyártásban. A műszer változatlanul népszerű a felhasználók körében, köszönhetően a többfunkciós használatának, szennyezettség-mérésre kiválóan alkalmas nagyfelületű GM-csővének, a méréshatár kiterjesztésére szolgáló méréstechnikai eljárásának [1], és rendkívüli megbízhatóságának. Ezek a jellemzők elismerésre találtak, mint a Genfi Találmányi Szalon ezüst diplomája, vagy a Magyar Minőség Háza díjnyertes terméke cím elnyerése. Ennél nagyobb sikernek tartjuk azonban azt a tényt, hogy a szlovák hadsereg a NATO-ban használatos hordozható sugárzásmérő műszerek közül az IH-95-öt tartotta rendszerezésre érdemesnek.



1. ábra. Hordtáskában dozimetriai műszer, szabadon szennyezettség-mérő

#### Nukleáris követelmények, hitelesíthetőség

A műszerek hitelesítését a Magyar Kereskedelmi Engedélyezési Hivatal (korábban OMH) végzi civil műszaki követelmények alapján: dózismérőként az IEC 60532-1992, szennyezettség-mérőként az IEC 60325-2002 szabvány figyelembe vételével.

a műszer méréstartománya gamma-sugárzásra: 10 nGy -10 Gy, 50 nGy/h - 0,5 Gy/h,  
béta-sugárzás mérése 50 keV küszöbenergiától a  $0,2 - 5 \times 10^5$  Bq·cm<sup>-2</sup> tartományban lehetséges.

A besabályozás, kalibrálás PC-s programmal történik, E(E)PROM-ba írva.

Pontosság:



- háttérnél és  $^{137}\text{Cs}$  térben 700 mGy/h-nál  $\pm 10\%$ ;
- $5\mu\text{Gy/h}$  és  $500\mu\text{Gy/h}$  nál  $\pm 4\%$ ;
- $^{241}\text{Am}$  térben  $5\mu\text{Gy/h}$ -nál  $\pm 15\%$ , passzív szűrő állítás;
- $^{90}\text{Sr}$  (565 keV),  $^{204}\text{Tl}$  (244 keV)  $\pm 3\%$ ;
- $^{14}\text{C}$  (49 keV)  $\pm 4,5\%$ .

A hitelesítés (első és időszakos) egy ismételt ellenőrző mérés, aminek során az MKEH 15 méréssel 10 beállítást ellenőriz. 12 év alatt kb. 1000 hitelesítés történt, a referencia körülményeknél dózismérőként megengedett  $\pm 20\%$ -nál ( $\pm 25\%$  szennyezettség mérésre), a hibás készülékek száma elhanyagolható volt.

### *Megbízhatóság, karbantarthatóság*

Az elmúlt évben – a NATO AQAP minőségbiztosítási rendszerünk előírása szerint – elvégeztük az IH-95 rendszerítés utáni megbízhatóság, karbantarthatóság (R&M) vizsgálatát. A HTI TU 3162 gyártási és átvételi utasításban meghatározott követelmények MSZ-K 066-81 szabvány szerinti N-14-U-1-A csoportra:

- Egy meghibásodásra eső üzemidő:  $T_0 = \text{min. } 2000 \text{ h}$
- Az átlagos helyreállítási /javítási/ idő:  $T_h = \text{max. } 2 \text{ h}$
- Az átlagos szolgálati idő /élettartam/:  $T = \text{min. } 10 \text{ év}$

Az utolsó négy évben 332db műszer érkezett be időszakos ellenőrzésre, hitelesítésre, ebből 4 műszer volt működésképtelen (2 alkatrész hiba, 2 alkatrész, vagy helytelen használat), további 2 sérülés és 6 apróság (légmentesség, szennyezett akkumulátortartó) lett javítva,  $T_h = \text{max. } 1 \text{ h}$ -ra adódott. Tekintve, hogy a tervezett élettartam letelt, javaslatot tettünk a műszer életciklusának növelését célzó korszerűsítésére.

## **2. AZ IH-95 KORSZERŰSÍTÉSE**

A korszerűsítés a mi értelmezésünkben nemcsak azt jelenti, hogy ezen túl korszerűbb termékeket forgalmazunk, hanem azt is, hogy a korábban értékesített műszereken is átvezetjük a változásokat, ezáltal azok életciklusa legalább tíz évvel meghosszabbodik. Ezt a kétévenként esedékes időszakos hitelesítések során tervezzük elvégezni, amikor a műszerek állapotfelmérésre visszakerülnek a céghez, így az három éven belül megvalósítható. A módosítások típusváltozást nem igénylő változtatások, például a konstrukciós módosítások eleve kizártak.

- A műszaki paramétereket nem befolyásoló módosítások dokumentációmódosítást vonnak maguk után, például elektronikus alkatrészek és tartozékok kiváltása.
- A műszaki paramétereket javító módosítások sem látható módosítások, például statisztikus ingadozás és mérési idő csökkentése
- A szolgáltatás bővítő programmódosítások csak a menürendszer bővítését eredményezik, mint például a mérési eredmények átmeneti tárolása, katonai normákra váltás lehetősége (cGy használata), eseményriasztás, a keresés üzemmód működésének megváltoztatása.

A tucatnyi végrehajtott módosítás közül itt kettőt emelnénk ki.

### *Menübővítés NATO mértékegység bevezetésével*

A STANAG-ek NATO szabványügyi egyezmények. A STANAG 2083 háborús esetre vonatkozó (atomcsapás), a STANAG 2473 alacsony sugárzási szintű területek veszélyeinek válságkezelési műveleteire (minden egyéb veszélyforrás) vonatkozó parancsnoki kézikönyv. Alapvető eltérés a munkahelyi sugárvédelemhez képest, hogy a parancsnok dönt a kockázat (RES) mértékéről, lásd 1. táblázat, háborús esetben a várható harcképesség csökkenés alapján, máskor a feladat fontossága alapján, például életmentéshez az 1D vagy 1E engedélyezhető.

1. táblázat. Teljes elnyelt dózis (cGy)

RES	1A	1B	1C	1D	1E/R1	R2	R3
2083					<75	75-125	>125
2473	0,05-0,5	0,5-5	5-10	10-25	25-75		

A 2043 szennyezettség kezelési útmutatót tartalmaz max. 7 napos és 3 hónapos műveletre, a felszerelésre, védőruházatra vonatkozó határértékek alfa- és béta-sugárzásra a kockázat mértékével arányosan növekednek. A bőr béta-szennyezettségének normája 10 Bq/cm<sup>2</sup>, e fölött minden esetben dekontaminálni kell, itt kategóriánként a megengedhető maximális szennyeződések számát adják meg.

A korszerűsített IH-95 műszer beállítás menüpontjában Gy – cGy kijelzés választási lehetőség van. Míg az előbbi esetben a műszer működése változatlan, cGy-re váltva nemcsak a kijelzések változnak, hanem az alábbiak is:

- A dózis riasztási szintek a RES értékek közül választhatók: 0.5, 5, 10, 25, 75, 125cGy.
- A dózisteljesítmény riasztási szintek helyett a tervezett tartózkodási időt kell megadni, például 1, 7, 30, 90 nap. Riasztás van

$$D_t > (D_{RES} - D) / T \quad (1)$$

esetben, vagyis ha a pillanatnyi dózisteljesítmény nem teszi lehetővé az órában megadott tervezett tartózkodási időt.

- Keresés üzemmódban a dózisteljesítmény cGy/h-ban megjelenített értéke alatt dózistartalék gráf látható. A dózistartalék százalékban

$$100 * (D_{RES} - D) / D_{RES} \quad (2)$$

□ a világos kockák sötétté válnak 100 %/16 karakter = 6,25 %-onként.

Kijelzés váltási lehetőség szennyezettség-mérés üzemmódban is van, összegzett alfa, béta, gamma keresésnél cps helyett lehet Bq/cm<sup>2</sup>-t választani, ebben az esetben >10 Bq/cm<sup>2</sup> esetén riasztás van.

### Eseményriasztás, keresés üzemmód módosítása

Eseményriasztás hangjelzéssel szignifikáns növekedés esetén következik be, függetlenül a dózisteljesítménytől:

$$n_i \geq n_a + \sigma_1 * \sqrt{n_a} + \sigma_2 * \sqrt{n_a} \quad (3)$$

- ahol  $n_a$  - az átlag értékhez tartozó átlagos impulzusszám;  
 $n_i$  - a pillanatnyi impulzusszám;  
 $\sigma_1, \sigma_2$  - szignifikancia korlátok;

illetve a másik esetben:

$$Dt_i \geq Dt_{cs} * (1 + \sigma_1 * h_i) \quad (4)$$

- ahol  $Dt_{cs}$  - az előző csúszó átlag érték ;

$$Dt_{cs} = Dt_{cs-1} * (4/5) + Dt_{i-1} * (1/5) \quad (5)$$

$Dt_{i-1}$  - az előző átlag érték;

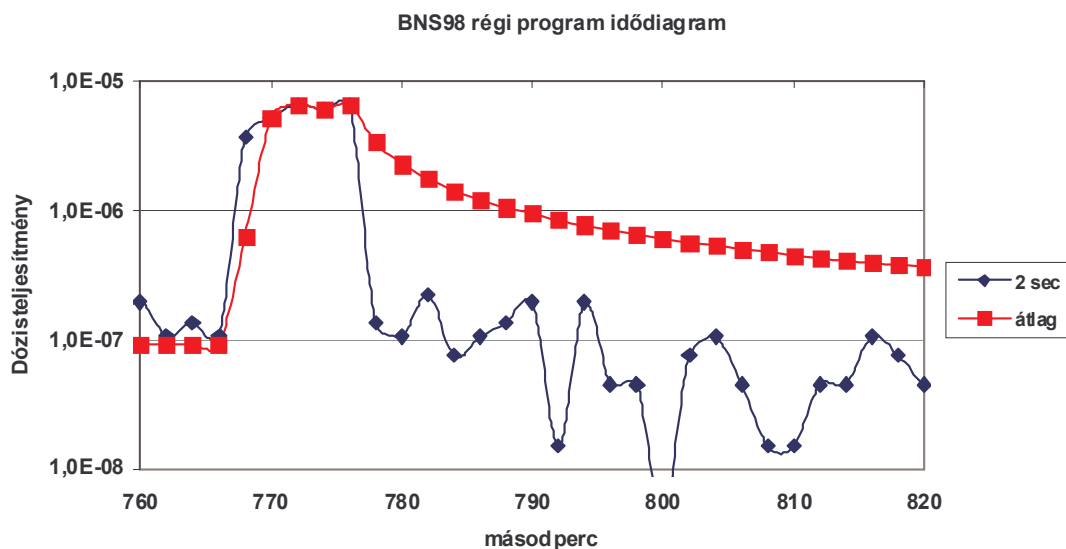
$Dt_i$  - az új átlag érték;

$h_t$  - az előző átlag érték statisztikus hibája.



A rendszer mindkét esetet folyamatosan figyeli. A sugárkapuknál alkalmazott mérési eljárásához [2] hasonlóan a (3) képlet alapján a nagyobb és gyors változások esetén történik eseményriasztás. Az ezt kiegészítő (4) képlet kisebb és lassú változások esetén hatásos.

Az IH-95 műszer gyors, folyamatos keresés üzemmódjában a két másodperces pillanatértékek vannak megjelenítve (2. ábra). Ezek az értékek a természetes háttér közelében igen nagy ingadozást mutatnak, ezért a műszert úgy célszerű használni, hogy az értékeket nem kell leolvasni, hanem a beállított riasztási szint átlépését követően pontos mérést kell indítani. Pontos mérésnél a műszerek úgy valósítják meg az IEC szabványokban a statisztikus ingadozásra előírtakat, hogy alacsonyabb szinteknél az utolsó pillanatértékekből annyinak képezik az átlagát, amennyi szükséges a megengedett ingadozáshoz (az adott esetben 9%). Ez a gyakorlatban azt jelenti, hogy  $5\mu\text{Gy/h}$ -ról csökkentve a dózisteljesítményt 1, 2 ... max. 128 pillanatérték átlaga adja a pontos eredményt, ezért a beállítási és különösen a lecsengési idő is egyre nagyobb lesz. Utóbbi elérheti a három percet.



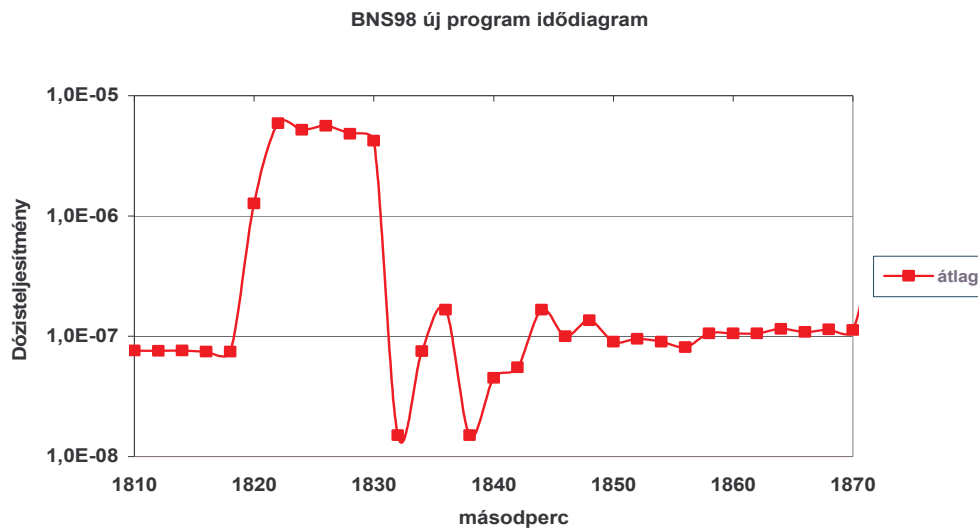
2. ábra. A két másodpercenként leolvasható pillanat és átlagértékek

A módosított keresés üzemmódban (3. ábra) a műszer mindaddig képezi a pontos átlagértéket, amíg esemény nem következik be, akkor 3 ciklus idejére pillanatértéket ad ki, majd előlről kezdi az átlagolást. A kidolgozott új algoritmus szerint ugyanilyen feltételekkel figyeljük a szignifikáns csökkenést is. A szignifikancia korlátot  $\sigma_1 = 3.5$ -re állítottuk, a statisztikus ingadozás max. 20% lehet.

Az új eljárás eredményeként a műszer keresés üzemmódban kisebb statisztikus ingadozással pontosabban mér, ugyanakkor gyorsan reagál, és riasztást generál. Ez alkalmassá teszi a műszert pontos sugárforrás gyors felderítésére.

A keresés üzemmód módosítása nemcsak a dozimetriai, hanem a szennyezettség-mérő üzemmódban is megtörtént.

Tavaly májusban Püspökszilágyon volt a mozgó radiológiai laborok és sugárvédelmi mérőkocsik összemérési gyakorlata, ennek során a kis és közepes aktivitású radioaktív hulladéktároló útvonal monitorozása is megtörtént. A 9 kocsis konvojban elment az RHT-ba, ahol egy nyitott kút mellett elhaladva hat kocsis semmit nem, kettő (szcintillációs detektoros)  $200\text{ nGy/h}$ -t mért. A Gamma kocsijában lévő – fenti algoritmussal ellátott – dózisteljesítmény távadó  $410\text{ nGy/h}$  mért a kút mellett elhaladva.



3.ábra. A módosított keresés üzemmód

## IRODALOM

- [1] Bäumler E, Erdős K, Gujgiczer Á, Illés Zs, Nagy L, Pintér I, Sarkadi A, Solymosi J: Univerzális radioaktív sugármérő műszer és eljárás, valamint rendszertechnikai elrendezés a méréshatárának kiterjesztésére. Lajstromszám: 224 502
- [2] Bäumler E, Erdős K, Sarkadi A: Eljárás és berendezés járművek és/vagy rakományok radioaktív szennyezettségének – mobil sugárforrásnak – kimutatására. Lajstromszám: 220 207

*A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült*

## CR-39 típusú maratottonyom-detektor érzékenységeinek növelése

Bartók Róza \*<sup>1</sup>, Csige István<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Svetits Gimnázium, 4024 Debrecen, Szt. Anna utca 20-26.

<sup>2</sup>MTA Atommagkutató Intézete, 4026 Debrecen, Bem tér 18/c

\*rozabart@gmail.hu

*Title and Abstract – Sensitization of CR-39 type etched track detector in boiling water. We have found that soaking PADC (CR-39) type etched track detector in boiling water before etching increases its sensitivity for alpha particles. The detectors were irradiated by fission fragments and alpha-particles from a <sup>252</sup>Cf radiation source and then were treated in boiling water before etching in 20% NaOH solution. The sensitivity of detectors, which were treated, nearly doubled at all alpha particle energies. With this sensitization the detection efficiency is also increasing in many applications, as well as the uncertainty of measurements is reduced.*

*Keywords- CR-39; PADC; etched track detector; treatment in boiling water; sensitization*

**Kivonat – Felfedeztük, hogy a PADC típusú maratottonyom-részecske-detektor alfa-részecskékre való érzékenysége jelentősen megnő a maratás előtti forrásban lévő vízben való kezelés hatására. Az érzékenység mérése céljából a detektorokat kalifornium-252 sugárforrásból származó hasadványokkal és alfa-részecskékkal sugároztuk be, és a 20%-os NaOH oldatban való maratás előtt forrásban lévő vízben való áztatásnak tettük ki. A kezelt detektorok érzékenysége minden alfa-részecske energián mintegy megkétszereződött. Az érzékenység növelése több alkalmazás esetén is megnöveli a detektálási hatásfokot, valamint csökkenti a mérési bizonytalanságokat is.**

*Kulcsszavak – CR-39; PADC; maratottonyom-detektor; forrásban lévő vízben való kezelés; érzékenyítés*

### BEVEZETÉS

Környezetünkben állandó sugárzásnak vagyunk kitéve. Ilyen sugárzás például a világútból folyamatosan érkező kozmikus sugárzás, vagy a Földből áramló radon sugárzása (környezeti alfa-radioaktivitás). Utóbbi a lakásokban is összegyűlhet, így még ott sem lehetünk teljes biztonságban. Szükséges ezen sugárzások káros hatásai elleni védekezés, így a sugárzások mérése is, amelyre különböző detektorokat alkalmazunk. A detektorok érzékenysége lényegesen befolyásolja az alkalmazhatóságukat. Ebben a munkában most a sugárvédelemben széles körben alkalmazott polyallyldiglycol-karbonát (PADC, leginkább CR-39 néven ismert) anyagú maratottonyom-detektor [1] érzékenységeinek a megnöveléséről számolunk be.

Maratottonyom-detektornak nevezünk minden olyan anyagot, melyekben a töltött nukleáris részecskék (például az alfa-részecskék vagy ionok) becsapódásuk után pályájuk mentén roncsolt nyomot hagynak energiájuk leadása által. Ezen nyomok mentén a detektor elveszti a különböző kémiai szerekkel szembeni ellenálló képességét, így a részecskepálya kémiai úton történő maratás során láthatóvá tehető (egy kúpszerű üreg, "maratott nyom" keletkezik). A roncsolódás következtében a részecske pályája nyomán a maratási sebesség ( $V_T$ ) nagyobb lesz, mint a detektor anyagában végbemenő, ún. felületi maratási sebesség ( $V_B$ ). A két sebesség különbségének a felületi maratási sebességre normált értéke adja meg az adott detektor  $S = (V_T - V_B) / V_B = V - 1$  érzékenységét. Minél nagyobb tehát a nyommenti maratási sebesség a felületi maratási sebességhez képest, annál érzékenyebb a detektor. A detektor

érzékenysége a részecskék energiájának növekedésével csökken azzal összefüggésben, ahogy a mozgó részecskéknek a detektoranyag részére való lineáris energia-átadása (LET, linear energy transfer) is csökken az energia növekedésével.

Az érzékenységet jelentősen befolyásolhatják környezeti jellemzők is. Jól ismert például, hogy a PADC anyag érzékenysége a gyártást követő első 3 hónap során jelentősen csökken, majd további lassú csökkenés is megfigyelhető, amit azonban hűtőszekrényben való tárolással egy-két éves időtartam alatt közel elhanyagolható mértékűvé lehet csökkenteni [2][3]. Az elsők között figyeltük meg azt a jelenséget is, hogy a detektoranyagot besugárzás előtt kigázosítva annak érzékenysége jelentősen lecsökken, ha maga a besugárzás is vákuumban történik. A kigázosításnak nincs különösebb hatása abban az esetben, ha utána a besugárzás már normál levegőn történik. Ebből azt a következtetést vontuk le, hogy a látens nyomok kimarathatóságában jelentős szerepe lehet a külső levegőből a látens nyomba bediffundáló oxigénnek [4]. Lényegesen pozitívabb hatást is sikerült azonban felfedezni, nevezetesen egy korábbi munkában kimutattuk, hogy a detektoranyagnak a maratás előtt való szén-dioxid atmoszférában való kezelése többszörösére növeli a detektor érzékenységét. A szén-dioxid érzékenységnövelő hatására először M. Fujii hívta fel a figyelmet [5]. Ő azt találta, hogy az előzetesen szén-dioxidban kezelt detektorok érzékenysége hasonló ahhoz, mint az újonnan gyártott detektorok érzékenysége. Mi mutattuk ki azt az érdekes és meglepő eredményt, hogy a detektor érzékenysége akkor is megnő, ha a szén-dioxidkezelés a részecskékkel való besugárzás után közvetlenül a maratás előtt történik [6].

Az ebben a tanulmányban bemutatott eredmény ugyanakkor egy teljesen új jelenségre hívja fel a figyelmet. Egy itt nem részletezett kísérletben a detektoranyagot a besugárzás folyamán 70°C hőmérsékletű sóoldatban kellett tartanunk, és gondos kísérletezőként meg kívántuk vizsgálni, hogy ez a besugárzási körülmény milyen hatással lehet a detektor érzékenységére. Meglepetésünkre azt találtuk, hogy mind a felületi maratási sebesség, mind a nyommenti maratási sebesség növekedett, de az utóbbi nagyobb mértékben, így növekedett a detektor érzékenysége is. Aztán a sóoldatot tiszta (ioncserélt) vízre cseréltük, a kezelési hőmérsékletet 100 °C-ra emeltük, és azt láttuk, hogy az érzékenyítő hatás így még nagyobb mértékű. A továbbiakban megvizsgáltuk ennek a hatásnak a kezelés hőmérsékletétől és időtartamától való függését, az alfa-részecskék energiájától való függését, a kezelés és a maratás kezdete között eltelt időtartamtól való függését. Külön megvizsgáltuk, hogy milyen hatása van ennek az előkezelésnek a detektoranyagnak egy radonmérő detektorban [7] való alkalmazása során a radondetektor radonbesugárzásra való érzékenységére, illetve a nyomszámlálás kényelmére.

## ANYAGOK ÉS MÓDSZEREK

A kísérletekhez az Angliában gyártott TASTRAK márkájú [8] PADC típusú maratottnyom-detektor anyagot használtunk. Ehhez először 12 mm \* 16 mm \* 1mm nagyságú darabokat kellett vágnunk, melyeket vaslemezre vékonypárolgatott <sup>252</sup>Cf hasadvány-, és alfa-részecske-forrással sugároztunk be. A kalifornium bomlásakor 6,1 MeV energiájú alfa-részecskéket sugároz ki, melyek megfelelőek a detektor tanulmányozásához. Ezentúl a sugárforrástól távolodva egyre kisebb energiájú alfa-részecskékkel dolgozhatunk, mivel azok mozgásuk során a levegőben lefékeződnek, veszítenek energiájukból.

A kalifornium spontán hasadása is felhasználható a kísérlet során, hiszen így a besugárzás folyamán a detektor felületére hasadványok is érkeznek különböző szögben, s ezek maratott nyomai alkalmasak a detektorból lemart felületi réteg vastagságának mérésére. A hasadványnyomok mentén a maratási sebesség 1-2 két nagyságrenddel nagyobb a felületi maratási sebéségnél, így jó közelítéssel egy hengeres üreg maratódik ki, melynek átmérője kétszer akkora, mint a detektor felületéről lemaradódott réteg vastagsága.

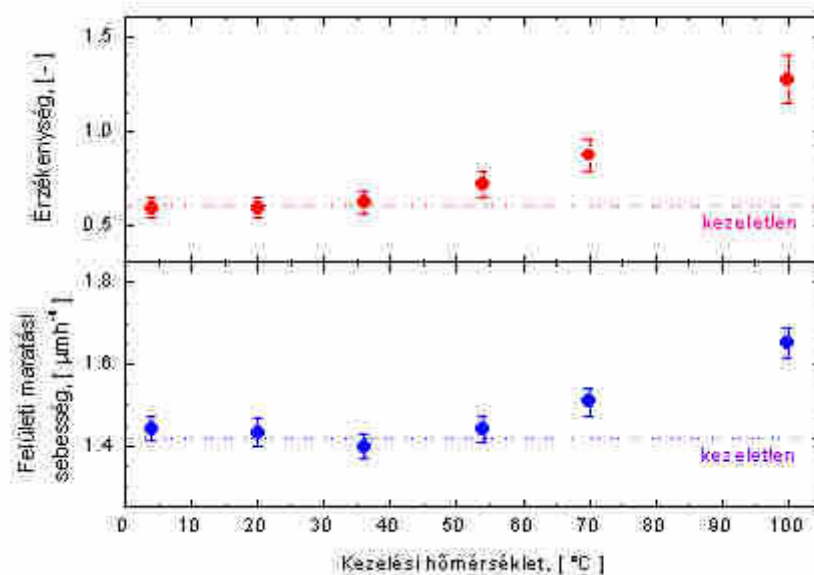
A maratást 20%-os NaOH oldatban végeztük 100 °C-on 40 perc, vagy 70°C-on 5 óra maratási idő mellett. A detektorok érzékenységét ezután a maratás során láthatóvá vált

részecskenyomok optikai mikroszkóppal való megfigyelése után számoltuk. Minden esetben 20-20 véletlenszerűen kiválasztott (merőlegesen érkezett) alfa-részecske és ferdén érkezett hasadvány átmérőjét mértük meg. A detektor érzékenysége:  $S = (1 + A)/(1 - A) - 1$ , ahol  $A = (d/2h)^2$ ,  $d$  az alfa-részecskék nyomának átmérője,  $h$  pedig a lemart réteg vastagsága.

## EREDMÉNYEK

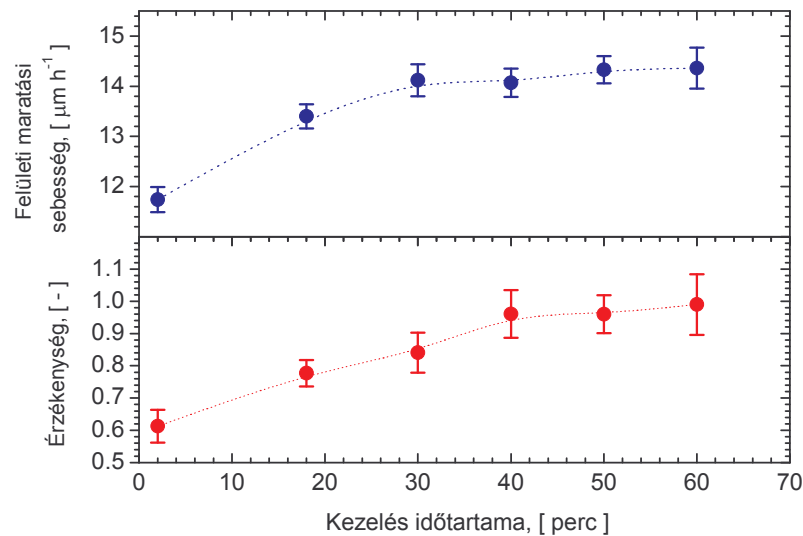
Kísérleteink célja a melegvizes kezelés részletes vizsgálata volt. Tanulmányoztuk a detektor érzékenységének kezelési hőmérséklettől való függését, a különböző kezelési idők hatását, az alfa-részecskék energiájától való függést, valamint a kezelés és a maratás közötti várakozási idő befolyását.

A kezelési hőmérséklet függvényében való vizsgálat során (1. ábra) azt találtuk, hogy a leghatásosabb a 100°C-os (forrásban lévő vízben való) kezelés. Alacsony hőmérsékleten az érzékenység nem változott, növekedés kb. 50°C-tól mutatható ki. (A kezelés 55 percen keresztül történt, a detektorok maratása 1 perccel a kezelés befejezése után kezdődött.)



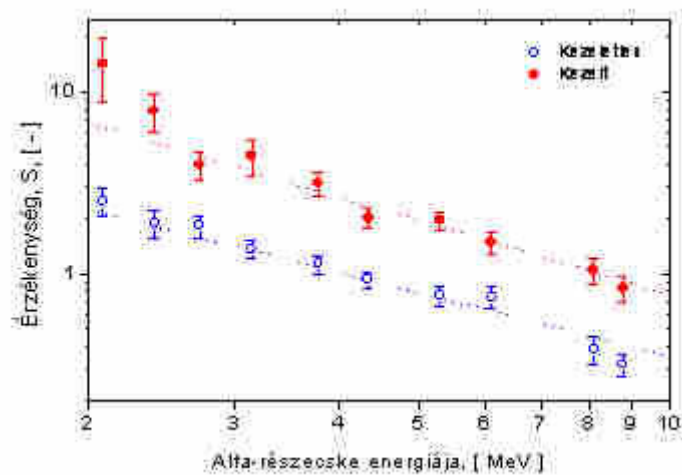
1. ábra. A TASTRAK PADC felületi maratási sebességének és 6 MeV-es alfa-részecskékre való érzékenységének változása maratás előtt különböző hőmérsékletű vízfürdőben való áztatás hatására. (Maratás 70°C-on 5 órán át.)

A kezelési időtartamtól való függést mutatja a 2. ábra. Látható, hogy az érzékenység jelentős javulása csak kellő ideig tartó kezelés után mutatkozik, s ez jelen esetben 45 perc. 45 perc után viszont számottevően már nem változik sem a felületi, sem a nyommenti maratási sebesség, így az érzékenység is állandó értéken marad. Ez a 45 perces kezelési idő nem található túl hosszúnak a gyakorlatban, de lényegesen megkönnyíti a detektorral való munkát.



2. ábra. A TASTRAK PADC felületi maratási sebességének és 6 MeV-es alfa-részecskékre való érzékenységének változása 100°C-os vízben való előkezelés hatására a kezelés időtartamának függvényében. (Maratás 100°C-on 45 percig.)

A kísérletet különböző energiájú alfa-részecskékkal is elvégeztük. Ehhez a besugárzást úgy kellett elvégeznünk, hogy a detektorokat a sugárforrástól egyre nagyobb távolságokban helyeztük el. A maratás előtt a detektorokat 100°C-on, 45 percig kezeltük. Az érzékenység növekedése minden energián megközelítőleg duplájára emelkedik, tehát nem energiafüggő a jelenség (3. ábra).



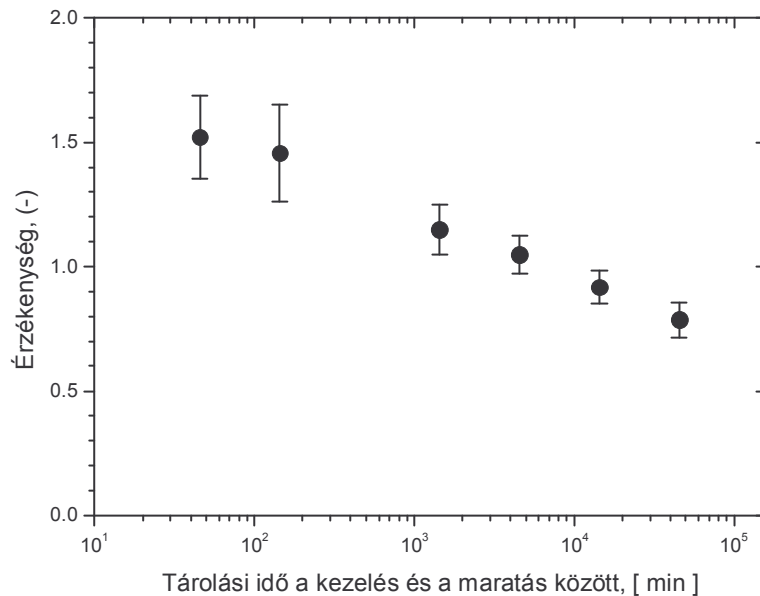
3. ábra. A TASTRAK PADC detektor alfa-részecske válaszfüggvénye kezeltlen és maratás előtt 45 percen át 100°C-os vízben való előkezelés esetén. (Maratás 70°C-on 5 órán át.)

Az, hogy az érzékenyítés függetlennek mutatkozott az alfa-részecske energiájától rendkívül ígéretes abból a szempontból, hogy feltehetően ugyanilyen mértékű érzékenyítésre lehet számítani a vizsgálatnál kisebb LET értékű részecskenyomok esetén is, vagyis az érzékenyítés protonok esetén is kell, működjön. Ennek pedig elsősorban a neutronozimetriában való



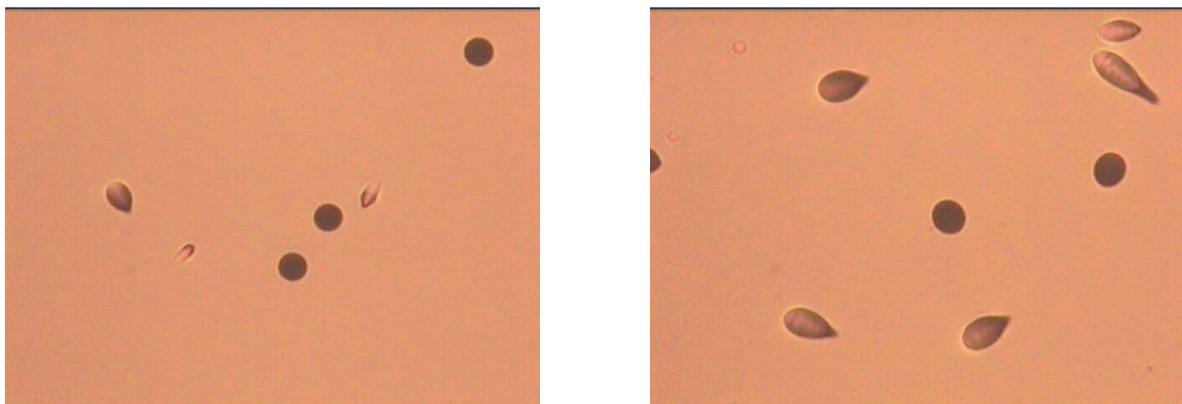
alkalmazások esetén van nagy jelentősége, ahol a neutronok detektálása leginkább a meglökött protonokon keresztül történik.

Korábbi kutatásokból tudjuk, hogy a detektor érzékenysége a gyártás után jelentősen csökken (különösen az első 3 hónapban). Kíváncsiak voltunk így arra is, hogy milyen hatással van a forrásban lévő vízben való kezelés és a maratás megkezdése közötti tárolási idő. Ezt mutatja a 4. ábra. A detektor érzékenysége a tárolási idő növekedésével egyre csökken, így tehát célszerű a maratást közvetlenül a forróvízes előkezelés után elvégezni.



4. ábra. A TASTRAK PADC felületi maratási sebességének és 6 MeV-es alfa-részecskékre való érzékenységének változása a kezelés és a maratás közötti idő függvényében. (Maratás 70°C-on 5 órán át.)

Külön megvizsgáltuk, hogy milyen hatása van ennek az előkezelésnek a detektoranyagnak a Radamon radonmérő detektorban való alkalmazása során a radondetektor radonbesugárzásra való érzékenységére, illetve a nyomszámolás kényelmére. A Radamon radondetektorban azonos módon besugárzott, majd kezeletlen és kezelt detektorokon megfigyelhető maratott nyomokat mutatja az 5. ábra.



5. ábra. Maratott alfa-részecske-nyomok Radamon radondetektorban besugárzott CR-39-ben. A baloldali képen kezeletlen, a jobboldalin pedig maratás előtt 45 percen át 100 °C hőmérsékletű vízben kezelt detektor látható. (Maratás 70°C-on 5 órán át.)

Látható, hogy a kezelt detektor esetében nagyobbak és szebbek lettek az alfa-részecskék nyomai. Ugyanakkor, ha kis mértékben is, de szignifikánsan megnőtt a Radamon radonbesugárzásra való érzékenysége is.

## KONKLÚZIÓ

Ezzel a maratás előtti forróvízes előkezeléssel nem érhető el olyan mértékű érzékenységnövekedés, mint CO<sub>2</sub> kezeléssel, de a kezelés körülményei lényegesen egyszerűbbek, mint a CO<sub>2</sub> kezelés esetében, így azt várhatjuk, hogy a nyommaratás mindennapi gyakorlatában nagyobb sikere lesz, mint a CO<sub>2</sub> kezelésnek.

## IRODALOM

- [1] Cartwright B. G., Shirk E. K. and Price P. B.: A nuclear track recording polymer of unique sensitivity and resolution, Nucl. Instrum. Meth. 153, pp. 457-460.
- [2] Csige I., Hunyadi I., Somogyi Gy. and Fujii M. (1988) Vacuum effect on etch induction time and registration sensitivity of polymer track detectors. Int. J. Radiat. Appl. Instrum., Part D. Nucl. Tracks Radiat. Meas., 15, Nos. 1-4, 179-182.
- [3] Csige I., Hunyadi I. and Charvat J. (1991) Environmental effects on induction time and sensitivity of different types of CR-39. Int. J. Radiat. Appl. Instrum., Part D.; Nucl. Tracks Radiat. Meas., 19, Nos. 1-4, 151-154.
- [4] Fujii M., Csige I. and Somogyi Gy. (1987) The effect of vacuum and UV-exposure on the sensitivity of polymeric track detectors. Proc. of 20th International Cosmic Ray Conference, Moscow. Eds. Kozyarivsky et al. Moscow, Nauka 2. 414-417.
- [5] Fujii M., Yokota R., Kobayashi T. and Hasegava H. (1995) Sensitization of polymeric track detectors with carbon dioxide. Radiation Measurements, 25, pp. 141-144.
- [6] Csige I. (1997) Post-irradiation sensitization of CR-39 track detector in carbon dioxide atmosphere. Radiat. Measur. 28(1-6), 1997, pp. 171-176.
- [7] Csige I. and Csegzi S. (2001) The Radamon radon detector and an example of application, Radiation Measurements, 34, pp. 437-440.
- [8] Track Analysis Systems Ltd., H.H. Wills Physics Laboratory, Tyndall Avenue, Bristol BS8 1TL, UK

*A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült*



## A radon-leányelemek sejtszintű terhelésének meghatározása és biológiai hatásának becslése numerikus hámszövetmodell alkalmazásával

Madas Balázs Gergely

Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézet  
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.  
mabage@aeki.kfki.hu

*Abstract. Microbeam experiments proved, that cytoplasmic traversal by  $\alpha$ -particles may be more dangerous than nuclear traversal. However, the presently available biological models take only the cell nuclei into account in case of the risk assessment of lung cancer induced by radon-progenies. The objective of this research is to determine the cellular burdens and to estimate the connected risk at different surface activity densities.*

*For this purpose a numerical bronchial epithelium model is needed. The depth-distribution, the average volumes and their standard deviation is known from the literature in case of six cell types. Taking into account these and the characteristics of cellular space filling, a model has been prepared, which is appropriate for calculating the distribution of cellular hits, absorbed energies and absorbed doses at different macroscopic burdens. The results can be used in a revised version of a carcinogenesis model, so such quantities can be calculated, which are proportional to the probability of neoplastic change.*

*The results prove, that the spatial inhomogeneity of the deposition of radioactive particles causes significant differences at the spatial distribution of cellular burdens. Application of the model also demonstrates, that the probability of cancer is much greater in certain regions of the central airways, than in other parts of it.*

*Keywords – radon microdosimetry, cellular burdens, risk assessment*

***Kivonat. Mikronyalábos kísérletek megmutatták, hogy a citoplazmát ért  $\alpha$ -találatok legalább olyan veszélyesek lehetnek mint a sejtmagot ért  $\alpha$ -sugárzás. Ennek ellenére az ismert biológiai modellek a radon-bomlástermékek hatására kialakuló tüdőrák kockázatának meghatározásakor csak a sejtmagot veszik figyelembe. E kutatás célja a sejtszintű terhelések meghatározása és az ezekhez tartozó kockázatok megbecslése különböző felületi aktivitássűrűségek esetén.***

*Ehhez szükségünk van a centrális légutak hámszövetének numerikus modelljére. Az irodalomból ismerjük hatféle sejt mélységeloszlását és átlagos térfogatait, továbbá ezek szórását. Ezeket és a térkitöltés feltételét figyelembe véve elkészült egy modell, amelynek segítségével meghatározhatjuk a sejtszintű találatszámok, elnyelt energiák és elnyelt dózisok eloszlását különböző makroszkopikus terhelések mellett. Az eredmények felhasználhatóak egy rákkeletkezési modell átdolgozott változatában; így olyan mennyiségekre adhatunk becslést, amelyek arányosak a rákos elváltozás valószínűségével.*

*Az eredmények jól mutatják, hogy a radioaktív részecskék kiülepedésének térbeli egyenetlensége jelentős különbségeket okoz a sejtszintű terhelések térbeli eloszlásában. E modell segítségével is láthatóvá válik, hogy sokkal nagyobb a rák valószínűsége a centrális légutak egyes régióiban, mint más részein.*

***Kulcsszavak – radon mikrodozimetria, sejtszintű terhelések, kockázatbecslés***

## BEVEZETŐ

Az ionizáló sugárzás biológiai hatásának vizsgálatában igen fontos szerepet játszanak a tanulmányozott biológiai rendszer tulajdonságai. Ezen tulajdonságok között az alkalmazott módszereket is meghatározza az, hogy milyen szerveződési szintet vizsgálunk. *In vitro* kísérleteket végezhetünk sejtalkotókkal, sejtekkel, szövetekkel. *In vivo* kísérletekkel az egyedszintű hatások is vizsgálhatóak. Végül eljutunk a „populációkhoz” és az e szinthez tartozó tudományhoz, az epidemiológiához. Az imént felsorolt szerveződési szinteken nemcsak az élő szervezet válaszai különbözőek, hanem a vizsgálható paraméterek is. Emiatt kulcsfontosságú kérdés, hogy meg tudjuk-e határozni a különböző szerveződési szintekhez tartozó, biológiai vagy fizikai hatást jellemző mennyiségek közötti összefüggéseket. Ezen összefüggések meghatározásában jelentős szerepe lehet a numerikus modelleknek.

A szerveződési szintek szempontjából is igen érdekes a radon-bomlástermékek biológiai hatásának vizsgálata. Már a légutakban rendkívül egyenetlen a radioaktív izotópok kiülepedésseloszlása, aminek következtében a sugárterhelés meglehetősen eltérő a légutak különböző részeiben [1]. Emellett a radon bomlási sorának több tagja is  $\alpha$ -bomló, ami miatt a sejtszintű terhelések igen egyenetlen volta is várható. Az ismert mikrodozimetriai modellek a sejtszintű terheléseket a sejtmag terhelésével, elsősorban a sejtmagokat ért találat számokkal és a sejtmagok által elnyelt dózissal jellemzik [2]. Mikronyalábos kísérletek viszont megmutatták, hogy a sejt citoplazmáját ért  $\alpha$ -találatok legalább olyan veszélyesek lehetnek, mint a sejtmagot érő  $\alpha$ -sugárzás [3]. Éppen ezért nem tekinthetünk el a sejt egészét érő terhelések, illetve ezek eloszlásának meghatározásától; ez az egyik célja e mostani kutatásnak.

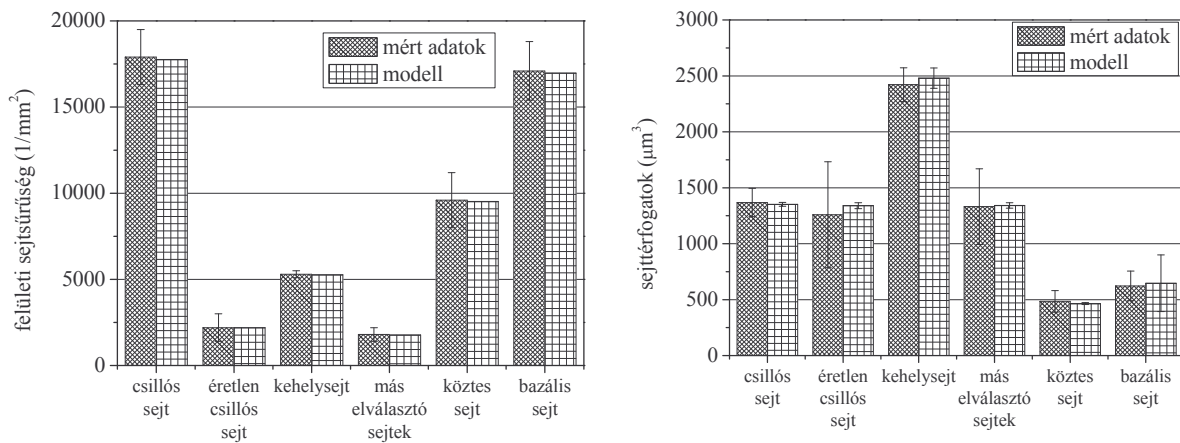
Emellett nagyon fontos kérdés, hogy a sejtszintű terhelések milyen következményekkel járnak a szövetre nézve, illetve hogy hogyan módosítják a sejtre gyakorolt hatást a környező sejtek. Éppen ezért e tanulmány másik célja az, hogy egy rákkeletkezési modell alkalmazásával megvizsgálja, hogy hogyan függ a szövetszintű kockázat a felületén bomló radioaktív izotópok számától figyelembe véve azt, hogy az egyes sejtek elpusztulása befolyásolja a többi sejt osztódási gyakoriságát. A harmadik cél az, hogy e modellel is alátámasszuk a sejtszintű terhelések és a rákkialakulás valószínűségének légutakon belüli egyenetlen voltát.

## MÓDSZEREK

A sejtszintű terhelések kiszámításához elsőként egy olyan numerikus hámszövetmodellre van szükség, amely figyelembe veszi a különböző sejt fajták térfogatát, darabszám arányát és mélységeloszlását. Ezek a mennyiségek nem azonosak a különböző légúti generációkban, ezért a vizsgálódás tárgyát a centrális légutakra szűkíttem. Az ottani sejtekre jellemző kísérleti adatok a hivatkozott szakirodalomban megtalálhatóak [4], [5].

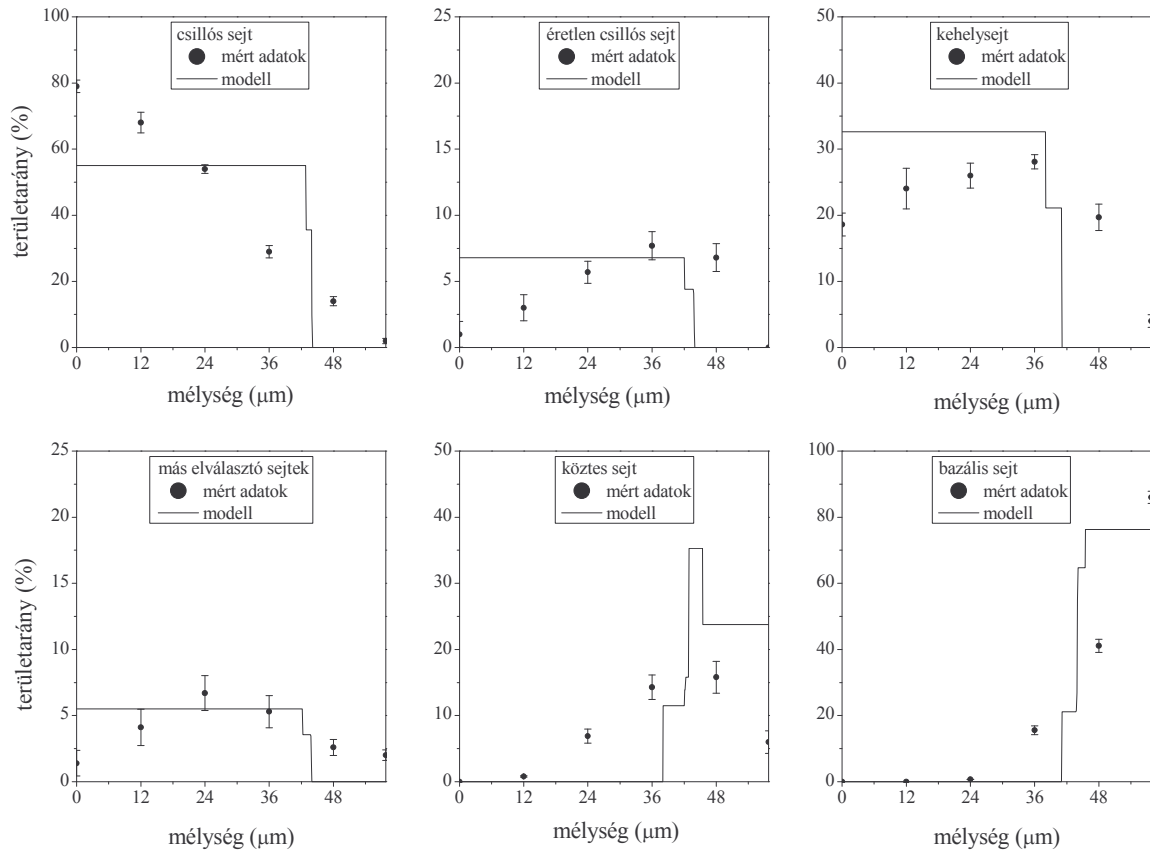
A kialakított numerikus hámszövetmodell sejtjei téglalatest alakúak és szorosan illeszkednek egymáshoz. A numerikus modell szerkezete a kísérleti mélységeloszlás adatok miatt három sejtrétegből áll. A felső rétegben találhatóak a különböző érettségű csillós sejtek és az elválasztó sejtek, köztük a kehelysejttel. A középső réteg, melyet csak köztes sejtek alkotnak, nem mindig van jelen. Az alsó rétegben bazális sejtek és köztes sejtek találhatóak.

Mint az 1. ábrán látható az egységnyi felületre jutó sejt darabszámok és a sejtek átlagos térfogata igen jól közelíti a kísérleti adatokat. A mélységeloszlás-adatokban néhol jelentős a különbség (2. ábra), ami a sejtek alakjával, illetve a numerikus modell szerkezetével magyarázható.



1. ábra: A kísérleti adatok és a numerikus modell paramétereinek összehasonlítása. A bal oldalon az egyes sejtfajták egységnyi felületre eső darabszámait, a jobb oldalon pedig az átlagos térfogatokat látjuk.

A terhelések meghatározáshoz egy olyan programot is el kell készíteni, amely előállítja az  $\alpha$ -részecskék pályáját és meghatározza, hogy mely sejtekkel került kölcsönhatásba, illetve mekkora energiát adott le bennük. A bomló radon-leányelemek térbeli helyét a program véletlenszerűen, egyenletes eloszlással sorsolja a hámszövet felszínétől 5  $\mu\text{m}$  távolságban elhelyezkedő síkban. Ezzel a légutakat borító nyák szerepét modellezem. A nyák vastagsága nem állandó még a centrális légutakon belül sem, ennek változását e munkában nem vizsgáltam. Az  $\alpha$ -részecskék mozgásának irányát szintén egyenletes eloszlással sorsolom az egyszerűség kedvéért csak  $2\pi$  térszögben, mert a légutak belseje felé induló részecskék túlololdali hatásával nem számolok. Emiatt a tényleges bomlások száma kétszerese a modellezetteknek, de ezt az eredményeknél figyelembe veszem. A bomló izotópok arányát irodalmi adatok alapján számoltam [6]. Az  $\alpha$ -bomlások 22%-át a polónium 218-as tömegszámú izotópjából, a maradék 78%-ot pedig a 214-es tömegszámú izotópból származónak tekintetem, ebből adódik az induló  $\alpha$ -részecskék energiaeloszlása. A részecskék pályáját egyenesnek tekintetem. Az energiaátadáshoz egy ingyenes programot használtam [7], amely megadja, hogy adott közeg esetén, hogyan függ a behatolási mélység a részecske energiájától. Ennek segítségével meghatározható, hogy az ionizáló részecske mekkora energiával lép be a sejtbe, illetve mekkora energiával hagyja el azt. Így a sejtek találattszáma, az elnyelt energia és az elnyelt dózis is kiszámítható.



2. ábra: A kísérleti adatok és a numerikus modell mélységeloszlás-adatainak összehasonlítása.

A fizikai mennyiségeket felhasználó biológiai modell az iniciáció-promóció rákkeltekezési modellen alapul [8]. A modell feltételezi, hogy a rákhoz két lépés vezet. Az első lépés (iniciáció) valószínűsége egyenesen arányos az elszennvedett dózissal. Az arányossági tényezőt  $\alpha$ -val jelöljük és értékéről feltételezzük, hogy lényegesen kisebb egynél. A második lépés (promóció) egy iniciált sejt osztódását jelenti, így valószínűsége az osztódási gyakorisággal arányos, amit befolyásol az elpusztult sejtek száma. A modell szerint az osztódásra képes sejtek általában harminc naponként osztódnak ( $\lambda_1=1/30 \text{ nap}^{-1}$ ) [9], de egy sejt elpusztulása egy osztódásra képes sejtet egy napon belül osztódásra készlet ( $\lambda_2=1 \text{ nap}^{-1}$ ). Annak a valószínűsége, hogy egy sejt túléli az  $\alpha$ -részecskével való kölcsönhatást, exponenciálisan csökken a dózissal. Az arányossági tényező az átalakított modellben Miller és társainak kísérlete alapján  $\gamma=1,67 \text{ Gy}^{-1}$  [10]. Egy bizonyos idő után a sejt képes kijavítani a kölcsönhatás káros következményeit, ezért e modellben feltesszük, hogy ha egy nap alatt nem következett be a promóció, akkor az iniciált sejt, már nem lesz iniciált. Emiatt az alábbi kifejezések (1-4) mind egy napra vonatkoznak, azaz ( $t=1 \text{ nap}$ ). Meg kell jegyezni, hogy a két lépés csak akkor vezet rosszindulatú elváltozáshoz, ha a sejt túléli az ionizáló sugárzással való kölcsönhatást. Ezek szerint annak a valószínűsége ( $p_i$ ), hogy az  $i$ . sejtől rákos sejt lesz, egyenlő az (1) egyenlet jobb oldalával.

$$p_i = \alpha \cdot D_i \cdot e^{-\gamma D_i} \cdot \left( \lambda_1 + \lambda_2 \cdot \frac{N_{\text{elpusztult sejt}}}{N_{\text{osztódó sejt}}} \right) \cdot t, \quad (1)$$

ahol  $D_i$  az  $i$ . sejt által elnyelt dózist jelöli.

A különböző sejtek rosszindulatú elváltozását független eseményeknek tekintjük, így annak a valószínűsége ( $R$ ), hogy a szövetdarabon rák alakul ki, a (2) egyenlettel írható fel.

$$R = 1 - \prod_{i=1}^n (1 - p_i), \quad (2)$$

ahol  $n$  az osztódásra képes sejtek számát jelöli, ami a kehelysejtek és a bazális sejtek számának összegét jelenti [11]. Feltételezhetjük, hogy az  $\alpha$  együttható mellett általában  $p_i$  is lényegesen kisebb egynél, ezért a (2) egyenletben a szorzatot összeggő alakíthatjuk:

$$R = \sum_{i=1}^n p_i \quad (3)$$

Az (1) és a (3) egyenlet alapján a (4) összefüggést írhatjuk fel a szövetszintű kockázatra.

$$R \propto \sum_{i=1}^n D_i \cdot e^{-\gamma D_i} \cdot \left( \lambda_1 + \lambda_2 \cdot \frac{N_{\text{elpusztul tsejtek}}}{N_{\text{osztódó sejtek}}} \right) \cdot t \quad (4)$$

A fenti kifejezés nem azonos az iniciáció-promóció modell kockázatkifejezésével. A numerikus hámszövetmodell ugyanis lehetőséget ad az egyes sejtek által elszenvedett dózisok, találatszámok kiszámítására, miközben az eredeti modell feltételezi, hogy a találatszámok Poisson-eloszlásúak és az elnyelt dózis és az elszenvedett találatszám hányadosa állandó.

Az elkészített program a fenti összefüggéseket alkalmazza. A felhasznált numerikus hámszövetmodell 412  $\mu\text{m}$  x 412  $\mu\text{m}$  alapterületű. A kapott eredmények empirikus szórásának meghatározásához minden felületi bomlászám érték mellett ezer számolást végeztem.

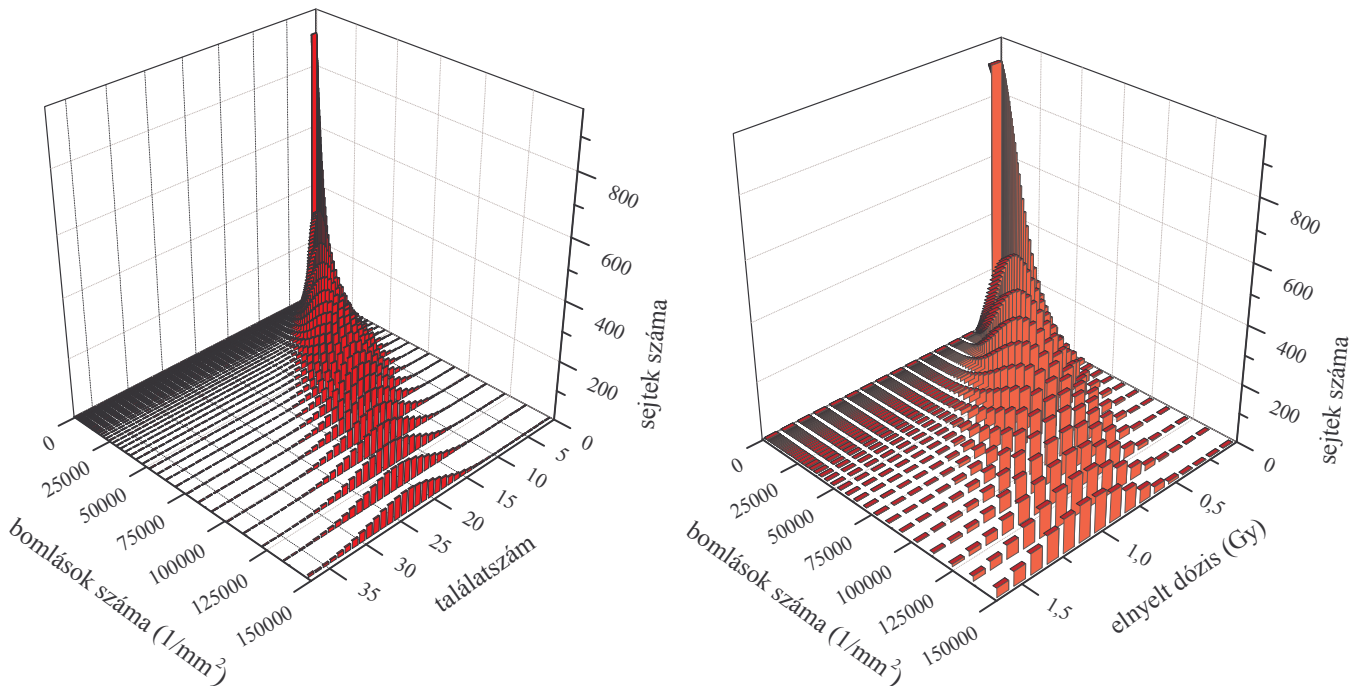
## EREDMÉNYEK

A találatszám- és dóziseloszlás eredmények alapvetően hasonlóak a különböző sejtajták esetén, ezért itt csak a kehelysejtekre jellemző eloszlásokat vizsgáljuk. Az eredmények a 3. ábrán láthatóak.

Megfigyelhető, hogy a terhelés növekedésével lineárisan nő az egyes sejtek által elszenvedett találatszámok és dózisok várható értéke. Emellett az is észrevehető, hogy nagyobb terhelések esetén nagyobb a sejt szintű terhelést jellemző mennyiségek szórása is. Fontos megjegyezni, hogy a többi sejt fajta esetén azonos terhelés mellett kisebb találatszámok adódnak, mint a kehelysejteknél, hiszen ezek a legnagyobb sejtek és a numerikus hámszövetmodell felső rétegében helyezkednek el.

A biológiai hatás elemzésekor célszerű a kockázat terhelésfüggésével párhuzamosan vizsgálni a sejtek túlélési arányát is. A 4. ábra bal oldalának két panelje igen jelentős terheléseket mutat, amit leginkább a felső réteg sejtjeinek 80%-os pusztulása mutat. A túlélési arányban megjelenik az exponenciális csökkenés, ami természetesen lényegesen nagyobb a csillós és elválasztó sejtek esetében, hiszen lényegesen közelebb vannak a forráshoz, mint az alsó réteg köztes és bazális sejtjei. A bal felső panel szerint a kockázat terhelésfüggése csak abban a tartományban lineáris, ahol a bomlások száma már igen nagy, továbbá a lineáris tartomány egyenese nem az origóban metszi a vízszintes tengelyt, hanem a nullánál nagyobb terheléseknél. Fontos azonban megjegyezni, hogy a számolásoknál végig feltételeztük  $p_i$ -k kicsiny voltát, ami nagy terheléseknél nem feltétlenül igaz: a közelítés alkalmazhatóságának határát vagy  $\alpha$  értékének kísérleti meghatározásával vagy a kockázat epidemiológiai adatokhoz való illesztésével ellenőrizni kell. Az azonban nyilvánvaló, hogy a modell szerint az alacsonyabb bomlászámoknál a kockázat nem lineárisan függ a terheléstől, amint az a jobb felső panelen is látszik, ahol a besugárzás kisebb mint 1%-os sejtpusztulást eredményez.



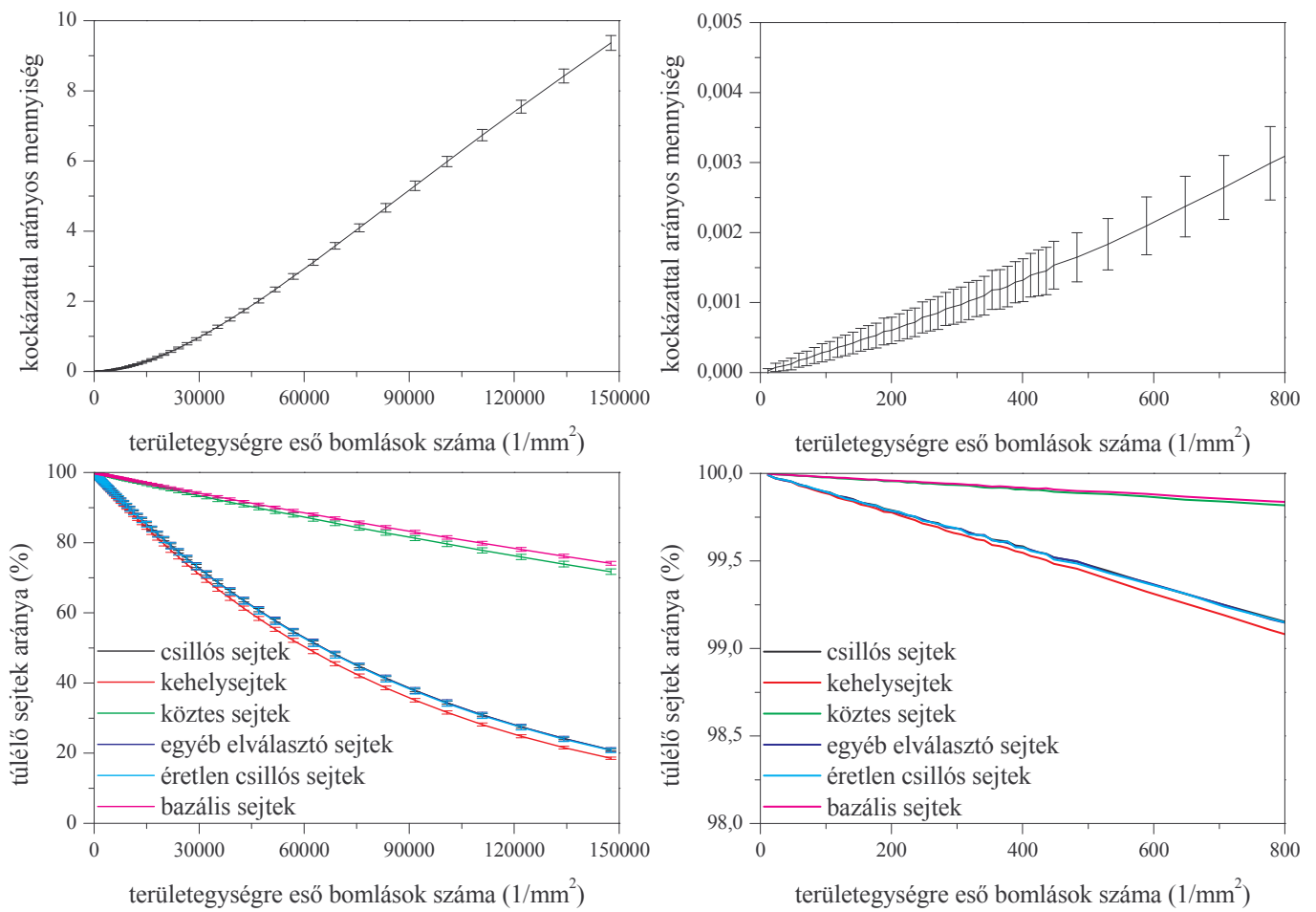


3. ábra: A kehelysejtek találatszám-eloszlása az egységnyi felületre jutó bomlások számának függvényében. A függőleges tengelyen azt mutatja, hogy adott terhelés mellett hány sejtet ér adott találatszám (bal panel), illetve dózis (jobb panel). Az ábrán a jobb átláthatóság érdekében a szórások nincsenek feltüntetve.

### KÖVETKEZTETÉSEK

A radon leányelemek centrális légutakban való kiülepedéseloszlásának egyenetlensége (az aktivitássűrűség néhol az átlagosnak több százszorosa [1]) a találatszám- és dózis eloszlásokban, továbbá a sejtpusztulás mértékében is igen jelentős különbségeket okoz. Ezen túlmenően, mivel a modell eredményei szerint a kockázatfüggvény sehol sem halad az érintője alatt, az is megállapítható, hogy a rosszindulatú elváltozás valószínűsége az ilyen nagy aktivitássűrűségű területeken szintén több százszorosa az átlagosnak.

Az eredmények jól szemléltetik, hogy a sejtszinten lineáris dóziszfüggésű iniciáció-gyakoriság és exponenciális csökkenésű túlélési valószínűség szövetszinten nemlineáris folyamatokat eredményezhet, ha figyelembe vesszük hogy a sejtek pusztulása szükségessé teszi az osztódási gyakoriság növekedését. Fontos megjegyezni, hogy ez még szövetszinten sem jelent nemlineáris dózis-hatás összefüggést, hiszen számtalan ismert nem célzott hatást nem vettünk figyelembe, de arra ez a munka is felhívja a figyelmet, hogy az egyik szerveződési szinten megmutatkozó hatások terhelésfüggése más összefüggéshez vezet egy másik szerveződési szinten.



4. ábra: Biológiai hatás szövetszinten. Felül egy a szövetszintű rákkockázattal (R) arányos mennyiség, alul pedig az egyes sejtfajták túlélési aránya látható a felületen lezajló bomlások számának függvényében. A jobb oldali panelek nagyítva mutatják a bal oldalon lévő bal felső sarkát. A jobb alsó panelen a jobb átláthatóság érdekében a szórások nincsenek feltüntetve.

## IRODALOMJEGYZÉK

- [1] Balásházy I, Hofmann W, Farkas Á, Szőke I (2002): Modelling carcinogenic effects of low doses of inhaled radon progenies, *Journal of Radiological Protection* **22** A89-39
- [2] Szőke I, Farkas Á, Balásházy I, Hofmann W (2009): Stochastic aspects of primary cellular consequences of radon inhalation, *Radiation Research* **171** 96-106
- [3] Li-Jun Wu, Randers-Pehrson G, An Xu, Waldren Ch A, Geard Ch R, Zeng Liang Yu, Tom K Hei (1999): Targeted cytoplasmic irradiation with alpha particles induces mutations in mammalian cells, *Proceedings of the National Academy of Sciences the United States of America* **96** 4959-64
- [4] Mercer R R, Russell M L, Crapo J D (1991): Radon dosimetry based on the depth distribution of nuclei in human and rat lungs, *Health Physics* **6** 117-30
- [5] Mercer R R, Russell M L, Roggli V L, Crapo J D (1994): Cell number and distribution in human and rat lungs, *American Journal of Respiratory Cell and Molecular Biology* **10** 613-24
- [6] Szőke I, Farkas Á, Balásházy I, Hofmann W (2008): Modelling of cell deaths and cell transformations of inhaled radon in homes and mines based on a biophysical and microdosimetric model, *International Journal of Radiation Biology* **84** 127-38
- [7] Ziegler J (2008): The stopping and range of ions in matter, [www.srim.org](http://www.srim.org)
- [8] Truta Popa L A, Hofmann W, Fakir H, Cosma C (2009): Biology based lung cancer model for chronic low radon exposures, *AIP Conference Proceedings* 78-85
- [9] National Research Council (1999): Health effects of exposure to radon, National Academy Press, Washington DC
- [10] Miller R C, Marino S, Brenner D J, Martin S, Richards M, Randers-Pehrson G, Hall E J (1995): The biological effectiveness of radon progeny alpha-particles II. Oncogenic transformation as a function of linear energy transfer, *Radiation Research* **142** 54-60
- [11] International Commission on Radiological Protection (1994): Human respiratory tract model for radiological protection, ICRP Publication 66, *Annals of the ICRP*, Pergamon, London

*A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült*



## A $^{222}\text{Rn}$ aktivitásáram-sűrűségének mérése talajfelszínen gyűjtőedényes módszerrel

Csige István

MTA Atommagkutató Intézete, 4026 Debrecen, Bem tér 18/c.

csige@atomki.hu

*Title and Abstract – Measurement of  $^{222}\text{Rn}$  activity flux density on soil surfaces with accumulation chamber method. In this work I have developed a method is to measure  $^{222}\text{Rn}$  exhalation rate on soil surfaces using an ionization chamber radon monitor (AlphaGUARD PQ2000, Genitron Instruments GmbH, Frankfurt, Germany) in passive-diffusion mode. First, the response function of the radon monitor to a linear and to a step-function change of the external radon concentration was determined. A mathematical model is developed to describe the response of the instrument. Then, this model was applied to measurements of  $^{222}\text{Rn}$  concentration in an accumulation chamber. Based on the model, a formula is given to extract free radon exhalation rate from the experimental data.*

*Keywords- $^{222}\text{Rn}$  activity flux; accumulation chamber method; ionization chamber*

**Kivonat – Ebben a munkában kifejlesztettem egy módszert a radonexhaláció gyűjtőedényes módszerrel való mérésének pontosítására (AlphaGUARD PQ-2000) ionizációs kamrás radonmérő műszer alkalmazása esetén. A mérőműszernek a radonkoncentráció ugrásszerű megváltozására adott válaszát alapul véve elméleti számításokkal meghatároztam a mérőműszernek a gyűjtőedényben a mérés alatt időben változó radonkoncentrációra adott válaszát. A konkrét mérések esetén az így kapott válaszfüggvény paramétereit a mérési adatokhoz illesztve becsülöm a radonexhaláció értékét.**

**Kulcsszavak –  $^{222}\text{Rn}$ -exhaláció; gyűjtőedényes módszer, ionizációs kamrás radonmonitor**

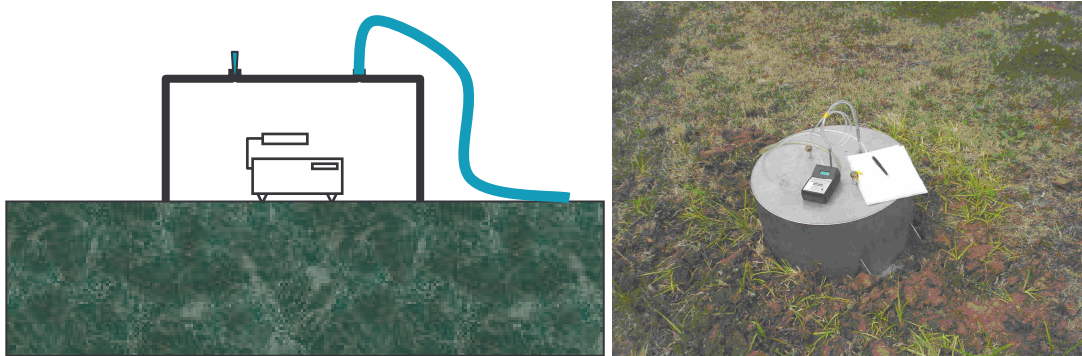
### BEVEZETÉS

A lakosság természetes forrásokból eredő sugárterhelésének legnagyobb része a lakások légterében lévő radon gáz bomlástermékeinek belégzéséből származik. Ez a sugárterhelés szerepet játszik a tüdőrák kialakulásában. A radon elleni hatékony védelem egyik eszköze, hogy a jövőben felépülő épületek esetében már az épület tervezése, építése során figyelemmel legyünk arra, hogy a majdani épület radon szempontjából is biztonságos legyen. Mivel a kiemelkedően magas radontartalomért az esetek nagy többségében a talajból az épületbe áramló radon gáz a felelős, ezért az építési terület radonveszélyességének jellemzése céljából az egyik legközvetlenebb információt a  $^{222}\text{Rn}$ -nak a talajfelszínen való aktivitásáram-sűrűségének a megmérése adja. A gyűjtőedényes módszerrel történő  $^{222}\text{Rn}$  aktivitásáram-sűrűség mérése azonban több szempontból is jelentős bizonytalanságokkal terhelt, amelyeknek a figyelmen kívül hagyása hibás mérési eredményekhez vezethet. Ebben a munkában kifejlesztettem egy módszert a radonexhaláció gyűjtőedényes módszerrel való mérésének pontosítására integráló típusú (AlphaGUARD PQ-2000) ionizációs kamrás radonmérő műszer alkalmazása esetén. A mérőműszernek a radonkoncentráció ugrásszerű megváltozására adott válaszát alapul véve elméleti számításokkal meghatároztam a mérőműszernek a gyűjtőedényben a mérés alatt időben változó radonkoncentrációra adott

válaszát. A konkrét mérések esetén az így kapott válaszfüggvény paramétereit a mérési adatokhoz illesztve becsülöm a radonexhaláció értékét.

## ANYAGOK ÉS MÓDSZEREK

A talajfelszínen való  $^{222}\text{Rn}$ -fluxussűrűség mérésére AlphaGUARD PQ2000 [1] ionizációs kamrás radonmérő műszert használtam. A műszert a talaj felszínére helyezük, majd lefedjük egy zárt gyűjtőedénnyel (1. ábra). Az edény peremét 5 cm mélyen a talajba nyomjuk és a talajt a mérőedény falánál jól megnyomkodjuk, hogy ott minél kisebb legyen a szellőzése. A mérőedény talajba nyomásakor a kivezető nyílások nyitva vannak, hogy a gyűjtőedényben túlnyomás ne alakulhasson ki. Miután a gyűjtőedényt végleges helyzetébe hoztuk, a kivezető nyílásokat lezárjuk. A mérés ideje alatt a mérőedényben egy 0,5 W teljesítményű ventilátort üzemeltettünk a levegő egyenletes elkeverése céljából.



1. ábra.  $^{222}\text{Rn}$ -exhaláció mérése talajfelszínen gyűjtőedényes módszerrel. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció mérésére szolgáló AlphaGUARD típusú műszer a mérőedény alatt található.

A mérőedény felhelyezését mindig úgy választottuk meg, hogy az pontosan egybeessen az AlphaGUARD egy 10 perces mérési ciklusának kezdetével. A mérés minimum 6 mérési cikluson keresztül tartott. A  $^{222}\text{Rn}$ -fluxussűrűséget a mérési adatokhoz legjobban illeszkedő modellszámításokból kaptuk. Az illesztéshez az alábbi mérési modellt dolgoztam ki.

## A MÉRÉS MODELLJE

Tegyük fel, hogy a mérőedény alatt a mérés ideje alatt a  $\Phi$  ( $\text{Bqm}^{-2}\text{s}^{-1}$ )  $^{222}\text{Rn}$ -fluxussűrűség időben állandó. Legyen  $v$  ( $\text{s}^{-1}$ ) a mérőedény szellőzési sebessége. Akkor a  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskoncentrációja a mérőedényben közelítőleg a következő egyenlet szerint változik:

$$C_E(t) = C_{E0} + \frac{\Phi}{vh} (1 - e^{-vt}),$$

ahol  $C_{E0}$  a  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskoncentrációja a mérőedényben  $T = 0$ -ban, és  $h$  a mérőedény magassága. A  $^{222}\text{Rn}$  az AlphaGUARD ionizációs kamrájába diffúzióval jut be. Az ionizációs kamrában való változását az alábbi differenciálegyenlettel közelíthetjük:

$$\frac{dC_I(t)}{dt} = k(C_E(t) - C_I(t)),$$

ahol  $k$  ( $\text{s}^{-1}$ ) egy átviteli tényező. Megoldva ezt a differenciálegyenletet az exhalációmérés problémájára eredményül a következő kifejezést kapjuk:

$$C_I(t) = C_{E0} + \frac{\Phi}{vh} \left( 1 - \frac{k}{k-v} e^{-vt} \right) + \left( C_{I0} - C_{E0} + \frac{\Phi}{h(k-v)} \right) e^{-kt},$$

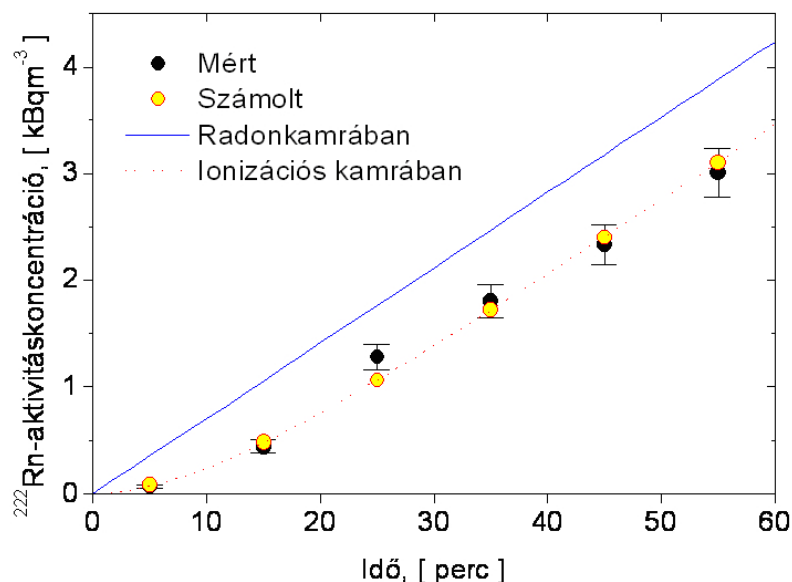
ahol  $C_{I0}$  a  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskonzentrációja az ionizációs kamrában  $T=0$ -an. Az AlphaGUARD az  $i$ -edik mérési ciklusban az ionizációs kamrájában lévő átlagos  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskonzentrációt méri:

$$\bar{C}_{Ii} = C_{E0} + \frac{\Phi}{vh} + \frac{\Phi}{v^2 h T} \frac{k}{k-v} (1 - e^{vT}) e^{-vT} - \frac{1}{kT} \left( C_{I0} - C_{E0} + \frac{\Phi}{h(k-v)} \right) (1 - e^{kT}) e^{-kT},$$

ahol  $T$  (s) a mérési ciklus hossza. Legyenek  $y_i$ -k az  $i$ -edik mérési ciklusban mért  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskonzentrációk és  $\sigma_i$ -k ezek mérési bizonytalanságai. Akkor a  $\Phi, v, C_{E0}$  paraméterek értékét a következő súlyozott négyzetösszeg minimalizálásából kaphatjuk:

$$S(\Phi, v, C_{E0}) = \sum_i \frac{(y_i - \bar{C}_{Ii})^2}{\sigma_i^2}.$$

Az AlphaGUARD  $k$  átviteli tényezőjét egy radonkamrában (140 literes műanyagbordó) végzett mérésekkel határoztam meg. Az AlphaGUARD-ot és az állandó erősségű  $^{222}\text{Rn}$ -forrást a hordóba helyeztem, és egy mérési ciklus kezdetekor a hordót lezártam. A mérések szerint a fentihez nagymértékben hasonló modellel kiválóan le lehetett írni az AlphaGUARD által a hordóban mért  $^{222}\text{Rn}$  idősort (2. ábra).



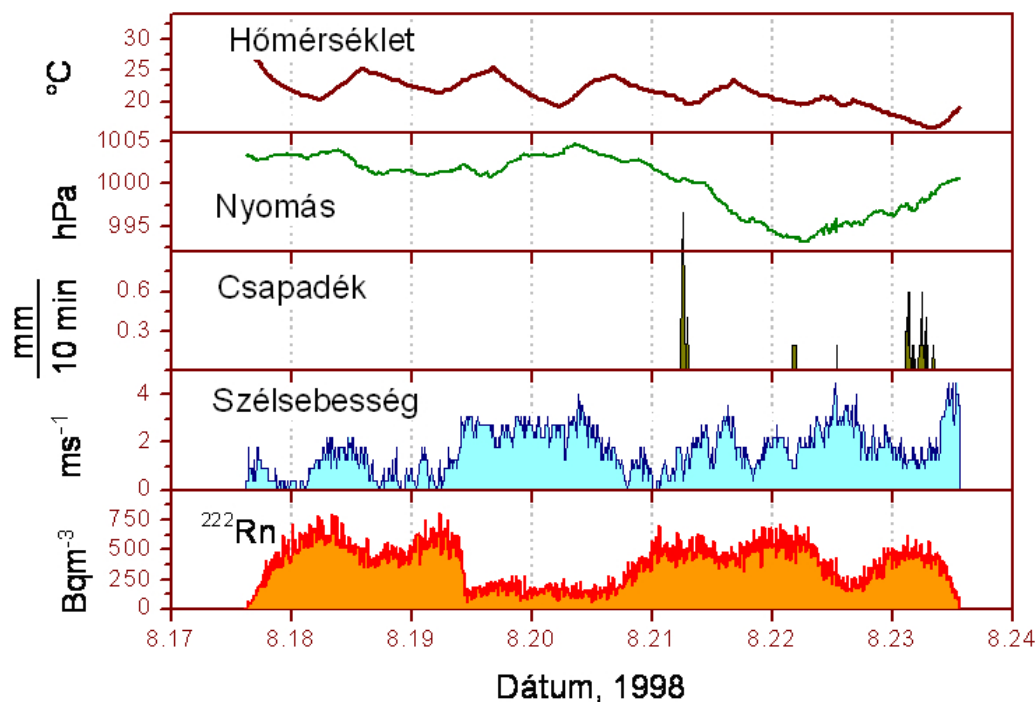
2. ábra. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció változása a radonkamrában (felső görbe) és a mérőműszer érzékeny térfogatában (alsó szaggatott görbe). A műszer a kamrájában lévő átlagos  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentrációt méri 10 perces integrálási időket alkalmazva. A fekete pöttyök a műszer által mért értékek, az üres (sárga) körök a mérést leíró matematikai modell alapján illesztéssel meghatározott értékek.

A mérés modelljében a hordó térfogatában a  $^{222}\text{Rn}$  aktivitáskonzentráció időben kezdetben lineárisan nő. A mérőműszer válasza (10 perces időszakonként adott diszkrét mérési eredményei) kiszámíthatóak, aminek alapján illesztéssel meghatározható a radonkamra térfogatában időben növekvő  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció meredeksége. A  $k$  átviteli tényezőre  $k = 0.0015 \text{ s}^{-1}$  értéket kaptam.

Eredményeinket 1997-ben az IRPA Prágában rendezett regionális találkozásán mutattuk be. Az érdeklődő szakemberek élesen bírálták a javasolt módszert, felhívva a figyelmet a módszer lehetséges hibáira, elsősorban a mérőedény peremén fellépő szellőzés

esetlegességére. Ezzel együtt is azonban elismerték, hogy az így adódó durván 2-es faktor bizonytalanság még mindig lényegesen kisebb, mint a radonpotenciál térképezésekor szokásosan használt áteresztőképesség és pillanatnyi talajgáz  $^{222}\text{Rn}$ -tartalom mérésekben fellépő néha nagyságrendnyire is felmenő bizonytalanságok. A módszer alkalmazásával nyert eredményeinket később több konferencián és közleményben is bemutattuk [2][3][4].

Hosszabb távon a gyűjtődényes módszer alkalmas lehet a meteorológiai hatásoknak a felszinközeli Rn-transzportra gyakorolt hatásának a vizsgálatára. Mivel a rendszer viszonylag egyszerű, így a modellszámítások számára is viszonylag jól leírható, és a számítások jól egybevetethetők a mérési eredményekkel. Az alábbi 3. ábra egy több napos időtartamra mutatja a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentrációnak a gyűjtődényben való változását néhány meteorológiai paraméterrel egyetemben. Jól megfigyelhető például, hogy a gyűjtődényben a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció csökkenését leginkább a szél okozhatja.



3. ábra. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció változását a gyűjtődényben hosszabb távon leginkább a szélesség befolyásolja.

A radonexhaláció jelentős területi és időbeli változékonyságokat mutat, ezért a mérések tervezésekor és értékelésekor ezekre tekintettel kell lenni. A mérések minden esetben egy véges nagyságú területen az átlagos radonexhalációra vonatkoznak, illetve a mérések időtartama alatti változások is befolyásolhatják a mért eredményt. A mérések bizonytalanságának csökkentése megkívánja, hogy minél kisebb legyen a vizsgált terület, és minél rövidebb időtartamú a mérés. A mérésre használt műszerek érzékenysége azonban meghatározza, hogy azokkal milyen pontosságú mérések milyen időfelbontással végezhetőek.

**IRODALOM**

- [1] Genrich V. (1993) AlphaGUARD PQ2000 / MC50. Multiparameter Radon Monitor. Characterisation of its physical properties under normal climatic and severe environmental conditions. Genitron Instruments GmbH, D-60488 Frankfurt, Germany
- [2] Csige I., Hakl J., Várhegyi A. (2000a) <sup>222</sup>Rn flux density measurements on soil surfaces. Proceedings of IRPA Regional Congress on Radiation Protection in Central Europe, August 22-27, 1999, Budapest, Hungary. pp. 623-627.
- [3] Csige I., Hakl J., Várhegyi A., Hunyadi I. (2000b) Radon flux density measurements on soil surfaces. Proceedings of Radon in the Living Environment, 19-23 April 1999, Athens, Greece. National Technical University of Athens, Nuclear Engineering Section, Greece, pp. 1429-1431.
- [4] Szerbin P., L. Juhász., Csige I., Várhegyi A., Vincze J., Szabó T., Maringer F. J. (2004) Remediation case study of a coal fired power plant tailings pond. 7th International Symposium on the Natural Radiation Environment. NRE-VII. Rhodes, Greece, 20-24 May, 2002. Proceedings. Eds: J.P. McLaughlin, E.S. Simopoulos, F. Steinhausler. London, Elsevier. (The Natural Radiation Environment 7) Radioactivity in the Environment, 7. pp. 1071-1080.

*A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült*

## Az atmoszférikus légnyomás változásainak hatása egy borpince légterében lévő $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentrációra

Györfi Tamás\*<sup>1</sup>, Csige István<sup>2</sup>

<sup>1</sup>Eötvös József Főiskola, 6500 Baja, Szegedi út 2.

<sup>2</sup>MTA Atommagkutató Intézete, 4026 Debrecen, Bem tér 18/c

\*gyorfi.tamas@ejf.hu

*Title and Abstract – Effect of atmospheric pressure variations on the  $^{222}\text{Rn}$  activity concentration in the air of a wine cellar. We have measured the variation of atmospheric pressure and of  $^{222}\text{Rn}$  activity concentration in the air of a wine cellar with an AlphaGAURD type ionization chamber radon monitor. We have found that the  $^{222}\text{Rn}$  activity concentration varies inversely with pressure. To explain this behavior we have done model calculations. We have compared the results of model calculations with the results of experimental measurements, and we have found that the model is capable to reproduce some part of the variation of  $^{222}\text{Rn}$  activity concentration.*

*Keywords- Rn-222; wine cellar; transport model.*

**Kivonat – Egy borpince légterében mértük a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció időbeli változását egy AlphaGUARD típusú ionizációs kamrás radonmérő műszerrel, továbbá ugyanezzel a műszerrel mértük az atmoszférikus légnyomás változását is. Azt tapasztaltuk, hogy bizonyos időszakokban a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció ellentétesen változik a légnyomással. A jelenség értelmezésére modellszámításokat végeztünk. Megállapítottuk, hogy a modell jól értelmezi a mért  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció idősorokban megfigyelhető változások egy részét.**

*Kulcsszavak – Rn-222; borpince; transzportszámítások*

### BEVEZETÉS

A radontól származó sugárterhelés a lakosság természetes eredetű sugárterhelésének mintegy felét adja. Kimutatható a radon szerepe a tüdőrák-gyakoriság növekedésében, ezért vizsgálata megkülönböztetett figyelmet érdemel. Magyarországon az 1996. évi CXVI. Atomenergiáról szóló törvény (16/2000.) EüM végrehajtási rendelet munkahelyekre éves átlagban az  $1000 \text{ Bq/m}^3$ -es radon-konzentráció értéket, mint cselekvési szintet határozta meg, ami 0,4-es egyensúlyi faktor és 2000 óra/év munkaidő esetén  $6,3 \text{ mSv/év}$  sugárterhelést jelent. Korábbi vizsgálatok igazolták, hogy a föld alatti üregekben, barlangokban, bányákban ennek az értéknek a többszöröse, gyakran több tízszerese is előfordul éves átlagban. Így joggal vetődött fel a kérdés, hogy a barlangokhoz több tekintetben is hasonló földalatti borpincékben is előfordulhatnak-e a rendeletben megállapított cselekvési szintet meghaladó értékek. Korábbi [1][2][3] vizsgálataink során kimutattuk, hogy a hazai borvidékeink borospincéiben az éves átlagos  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció jellemzően néhány száz  $\text{Bqm}^{-3}$ , vagyis kb. 1 nagyságrenddel kisebb, mint ami a barlangokban jellemző. Ugyanakkor nem elhanyagolható azon borpincék aránya sem (kb. 10% körüli), amelyekben az éves átlagos  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció jellemzően néhány  $\text{KBqm}^{-3}$ . Ezen borpincék esetén jelentősége van annak, hogy a pince légterében térben és időben hogyan változik a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskonzentráció egyrészt a sugárterhelés pontosabb becslése céljából, másrészt a nagyobb radonkonzentráció kialakulásának az okainak megértése céljából is. Jelen



munkánkban egy hajósi borpince légterében, az atmoszférikus légnyomás változásainak hatására változó  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentrációt vizsgáltuk.

## MÉRÉS HELYE

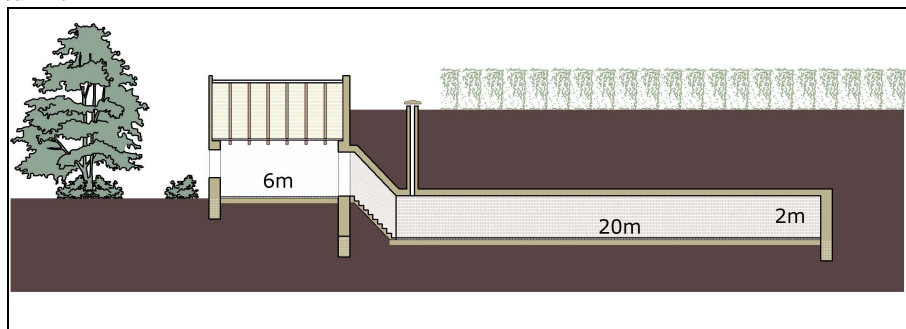
Hajós a Dél-alföldön, a Dunához közel található. A pincefalva a régi Duna-meder árterületén egy löszháton terül el. Manapság több mint 1200 pince található a faluban. Ez Európa legnagyobb összefüggő pincefaluja (1. ábra).



1. ábra. Hajós-pincefalva

A borpincék jellemzően egyágúak, átlagosan 20-50 méter hosszúsággal, 2,5 méter belmagassággal, és 2,2-3,0 méter szélességgel rendelkeznek. A falakat sok helyen téglalaborítás fedi. A pincék hőmérséklete télen-nyáron közel azonos, 12-13 °C. A borpincék fölé épültek a présházak. Az új építésű pincék présháza felett lakórész is kialakítása került, ahol turistákat szállásolnak el. A pincéket befoglaló közet anyaga lösz. A lösz 60-70%-ban finom kvarcporból, 5-25%-ban kalcium-karbonátból, 5-20%-ban agyagos alkotórészekből áll, egyéb kőzetalkotó ásványok törmeléke is lehet benne (földpát, turmalin, gránát, cirkon, olivin, stb.).

Helyszínként egy olyan hajósi pincét (2. ábra) választottunk, ahol korábban, Radamon típusú maratottonyom-detektoros radondetektorokkal, 1700 Bq/m<sup>3</sup> feletti radon-koncentráció értéket mértünk.



2. ábra. A vizsgált pince keresztmetszete és méretei

A méréshez AlphaGUARD típusú ionizációs-kamrás radonmonitort használtunk, amely a radon mellett a hőmérséklet, légnyomás és a relatív páratartalom mérésére is alkalmas.



## MODELLSZÁMÍTÁSOK

A talajgáz transzportját a telítetlen zónában a Darcy-egyenlettel közelítjük:  $\vec{q} = -K/\mu(\text{grad}P - \rho\vec{g})$ , ahol  $\vec{q}$ : a gáz térfogatáram-sűrűsége, [ $\text{m}^3\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$ ];  $K$ : a talaj belső gázáteresztő-képessége, [ $\text{m}^2$ ];  $\mu$ : a gáz dinamikai viszkozitása, [ $\text{Pa s}$ ];  $P$ : a gáz nyomása, [ $\text{Pa}$ ];  $\rho$ : a gáz sűrűsége, [ $\text{kgm}^{-3}$ ];  $\vec{g}$ : a gravitációs gyorsulás, [ $\text{ms}^{-2}$ ]. A talajgáz áramlásának kontinuitási egyenlete:  $\varepsilon(\partial\rho/\partial t) = -\text{div}(\rho\vec{q})$ , ahol  $\varepsilon$ : a talaj gázporozitása (a talaj teljes térfogatának gázzal kitöltött hányada), [-]. Az ideális gázokra vonatkozó állapotegyenlet:  $p = \rho RT$ , ahol  $R$ : az adott gázra vonatkozó gázállandó, [ $\text{Jkg}^{-1}\text{K}^{-1}$ ]; és  $T$ : a gáz hőmérséklete, [ $\text{K}$ ]. Az állapotegyenletből kifejezhetjük a gáz sűrűségét, és azt beírjuk a Darcy-törvénybe, valamint a kontinuitási egyenletbe, majd a Darcy-törvény szerinti térfogatáramot behelyettesítjük a kontinuitási egyenletbe, és így kapjuk a talajgáz áramlásának alapegyenletét:

$$\frac{\partial P}{\partial t} = \alpha \left\{ P \Delta P + \beta P \frac{\partial P}{\partial z} + (\nabla P)^2 \right\}, \text{ ahol } \alpha = \frac{K}{\mu \varepsilon}, \text{ és } \beta = \frac{2g}{RT}. \quad (1)$$

A radon gáz transzportegyenletét az alábbi alakba írhatjuk:

$$\beta \frac{\partial C}{\partial t} = D \text{div grad } C - \vec{q} \text{ grad } C + G - \lambda \beta C, \quad (2)$$

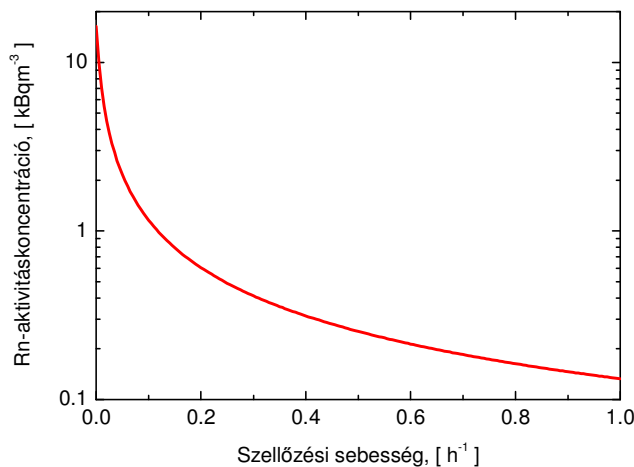
ahol  $C$  a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció a póruster gázfázisában,  $G = f \rho_d A_{Ra} \lambda$  a  $^{222}\text{Rn}$  pórusterben való keletkezési üteme,  $f$  a  $^{222}\text{Rn}$  kibocsátási tényező,  $\rho_d$  a száraz talaj sűrűsége;  $A_{Ra}$  a száraz talaj  $^{226}\text{Ra}$  aktivitáskoncentrációja,  $\lambda$  a  $^{222}\text{Rn}$  bomlási állandója. A póruster vízzel kitöltött hányadát víztelítettségnek nevezzük, és  $m$  betűvel jelöljük. Feltesszük, hogy a pórusterben lévő  $^{222}\text{Rn}$  mindenkor az Ostwald-féle megoszlási tényezőnek megfelelően oszlik meg a víz és a gázfázis között. Az  $L$  megoszlási tényező:  $L = C_w/C_g$ , aminek hőmérséklettől való függését a Clever H. L. [4] által levegőre összegyűjtött adatokból a következő formulával illesztettük:  $L(T) = 0.425 \exp(-0.05 T) + 0.104$ .  $\beta = (1 - m + Lm)\varepsilon$ , az úgynevezett megoszlás-korrigált porozitás. Mivel ebben a megközelítésben a víz és gázfázisban történő diffúziót nem tárgyaltuk elemi szinten, ezért a  $D_e$  effektív diffúziós együtthatóba van beépítve a diffúziós áram összes környezeti feltételtől való függése:  $D_e = D_e(\varepsilon, m, \dots)$ . A  $D_e$  ( $\text{m}^2\text{s}^{-1}$ ) effektív diffúziós együttható porozitástól és a víztelítettségtől való függését Rogers és Nielson [5] szerint így közelíthetjük:  $D_e = D_{e0} \exp(-6m\varepsilon - 6m^{14\varepsilon})$ .

## EREDMÉNYEK

Első közelítésben a pince légtérben a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentrációját alapvetően két tényező határozza meg. Az egyik a pince talajából és a falaiból a légtérbe szivárgó  $^{222}\text{Rn}$  gáz árama, a másik pedig a pince szellőzése a külső légtér felé. Mindkét tényező jelentős időbeli változásokat mutathat elsősorban az időjárás változásainak hatására.

A legegyszerűbb esetben feltehetjük, hogy mind a radon forraserőssége, mind a pince szellőzési sebessége időben állandó. Legyen a pince térfogata:  $V$ , [ $\text{m}^3$ ]; a pince talajának és falainak összfelülete pedig:  $A$ , [ $\text{m}^2$ ]. A pince falain (beleértve a pince talaját is) a  $^{222}\text{Rn}$  aktivitásáram sűrűsége  $j$ , [ $\text{Bqm}^{-2}\text{s}^{-1}$ ]. Ekkor a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció a pince légtérben:  $C = (Aj/V + qC_k)/(\lambda + q)$ , ahol  $q$  a pince szellőzési sebessége. A talajfelszínre

világátlagban jellemző  $j=20 \text{ mBqm}^{-2}\text{s}^{-1}$   $^{222}\text{Rn}$  aktivitásáram-sűrűséggel számolva a szellőzési sebesség függvényében mutatja a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció értékét a 3. ábra.

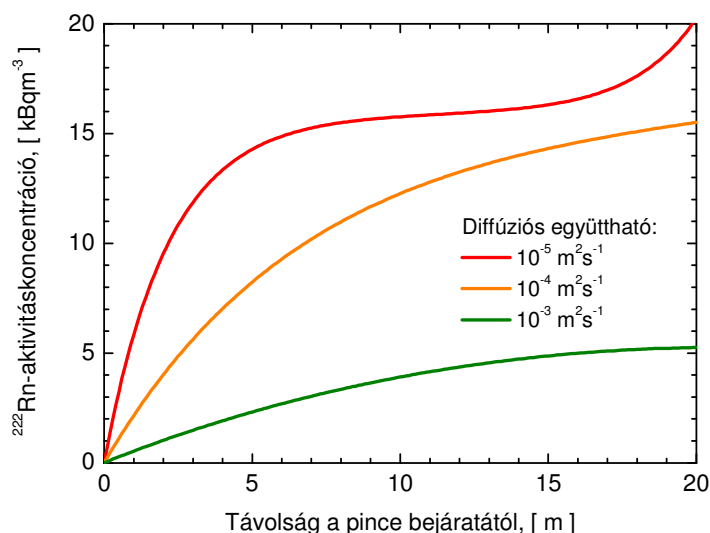


3. ábra. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció változása a szellőzési sebesség függvényében.

Tekintettel arra, hogy a borospincékben mérhető Rn-aktivitáskoncentráció néhány száz és esetleg néhány ezer Bqm<sup>-3</sup> közötti érték, ezért mondhatjuk, hogy a szellőzési sebesség a pincékben jellemzően néhány tized óránként. A pince légtérében azonban a radonkoncentráció nem helyfüggetlen, hanem helyről-helyre változhat. A pince bejáratának közelében, ahol a szellőzés történik, a radonkoncentráció kicsi, szemben a pince végpontjával, ahol a szellőzés a legkisebb és a radonkoncentráció így várhatóan a legnagyobb. Tegyük fel most, hogy a pince levegőjének keveredését a diffúziós egyenlettel közelíthetjük:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D \frac{\partial^2 C}{\partial x^2} + j \cdot \frac{K}{F} - \lambda \cdot C$$

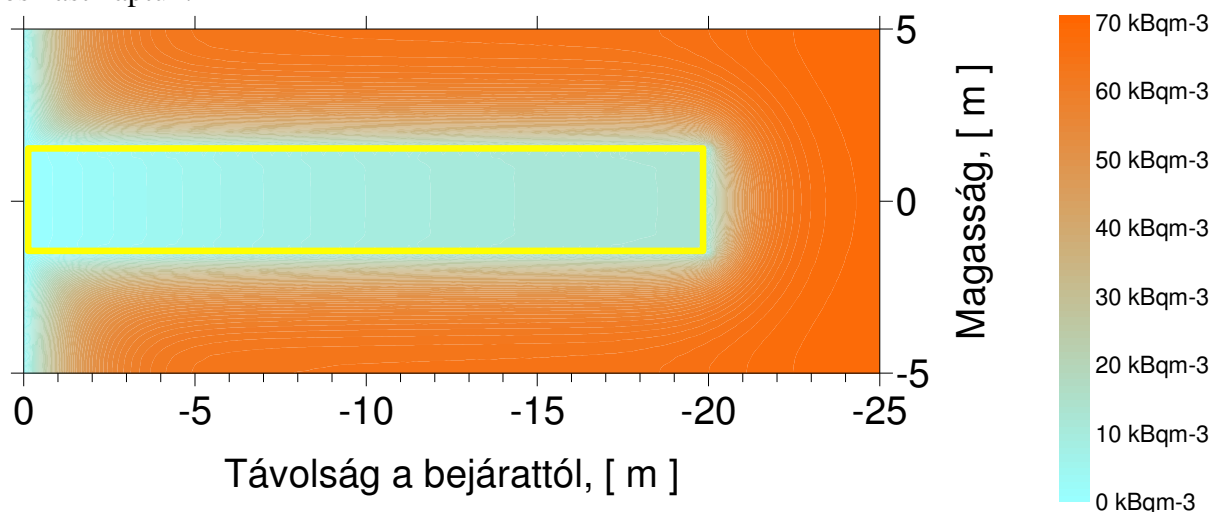
Ebben a modellben a pincét egy K területű, F keresztmetszetű egyenes csőnek tekintjük, D a keveredési-diffúzió együtthatója. A megoldást a 4. ábrán szemléltetjük.



4. ábra. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció változása a pince bejáratától mért távolság függvényében. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitásáram-sűrűsége a pince falán:  $j=0,02 \text{ Bqm}^{-2}\text{s}^{-1}$ . A különböző diffúziós együtthatók a pince levegőjének keveredését jellemzik.

$D \sim 10^{-5} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ : nincs keveredés, a  $^{222}\text{Rn}$  csak a molekuláris diffúzió miatt áramlik. A  $^{222}\text{Rn}$  diffúziós hossza levegőben kb. 2 m. A pince végén megemelkedik a radonkoncentráció, mert az oldalfalaktól származó radonhoz hozzáadódik a pince hátsó falától származó radon is! A  $10^{-3} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$  diffúziós állandó kb.  $5 \text{ kBq m}^{-3}$ -re csökkenti a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentrációt, vagyis ez kb.  $0,02 \text{ h}^{-1}$  szellőzési sebességnek felel meg! Ez nagyon kicsi szellőzési sebesség, de egyes pincékben előfordulhat. A diffúziós együttható további ( $10^{-2} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$ ) növelésével néhány  $100 \text{ Bqm}^{-3}$ -re is lecsökkenthető az aktivitáskoncentráció. Ilyen értelemben valamiféle megfeleltetés létesíthető a szellőzési sebesség és a keveredési diffúziós együttható között.

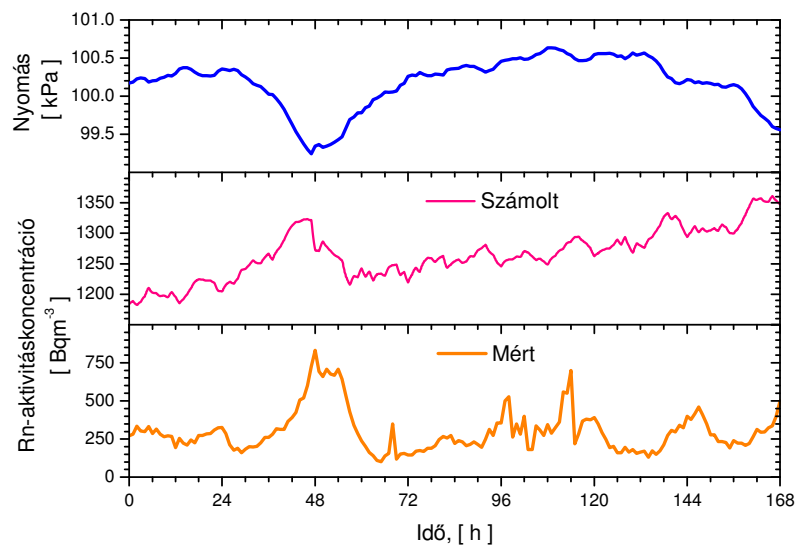
A következőkben kiszámítottuk a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció térbeli eloszlását a borospincét beágyazó kőzetben és a pince légterében is. Eredményül az 5. ábrán látható eloszlást kaptuk.



5. ábra. A  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció térbeli eloszlását a borospincét beágyazó kőzetben és a pince légterében.

Ez az eredmény szemléletesen mutatja, hogy annak ellenére, hogy a beágyazó kőzet porusterében a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció több  $10 \text{ kBqm}^{-3}$ , a pince légterében „csak” néhány  $\text{kBqm}^{-3}$ . A szellőzés mértékét ebben a számításban is a  $10^{-3} \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$  keveredési diffúziós állandóval adtuk meg.

Végül bemutatunk egy eredményt, amelynek során a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció időbeli változását számoltuk ki a pince légterének különböző pontjaiban. Az időbeli változásokat az okozta, hogy a modellszámítás során peremfeltételként az AlphaGUARD műszer által mért nyomás idősort használtuk. A nyomásváltozás hatására időben változott a borospincét beágyazó kőzetben, és magában a borospincében is a kitöltő gáz áramlási sebessége, és ez hatással van a radon gáz transzportjára is. Csökkenő nyomás esetén növekszik a pince falán a kőzetből kiszivárgó pórúsgáz térfogatárama, és növeli a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitás-fluxussűrűséget is, ami a pince légterében a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció megemelkedéséhez vezet. A 6. ábra mutatja a mért és a számolt értékek összehasonlítását. Megfigyelhető, hogy a modellszámítás jól adja vissza a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció változás irányát, ugyanakkor sem a  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció szintje, sem a változás dinamikáját nem írja le megfelelően. A mért  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció szint mintegy ötödrésze a számoltnak. A nagyobbik különbség viszont, hogy míg a nyomás idősorban megfigyelhető jelentős nyomáscsökkenés hatására a mért  $^{222}\text{Rn}$ -aktivitáskoncentráció idősorban mintegy 3-szoros növekedés figyelhető meg, addig a számolt idősorban ugyanez a növekedés csak mintegy 10% nagyságrendű. A modellszámítások egyes paramétereinek változtatásával természetesen lehet közelíteni a mért és a számolt idősorokat.



6. ábra. A mért és a számolt <sup>222</sup>Rn-aktivitáskonzentráció idősorok összehasonlítása.

## IRODALOM

- [1] Szerbin P., Vaupotic J., Csige I., Kobal I., Hunyadi I., Baradács E. (2003) Radioactivity in wine cellars in Hungary and Slovenia. Proceedings of the International Symposium on Radiation Environment, Dresden, Germany, March 10-14., 2003.
- [2] Szerbin P., Vaupotic J., Csige I., Kobal I., Hunyadi I., Juhász L., Baradács E. (2005) Radioactivity in vine cellars in Hungary and Slovenia. International Congress Series 1276, pp. 362-364.
- [3] Győrfi T., Hunyadi I., Csige I. (2007) Radon a hajósi borpincékben. IV. Magyar Radon Fórum. Környezetvédelmi konferencia, Veszprém, 2007. Szerkesztők: Kovács Tibor, Somlai János. Kiadó: Pannon Egyetemi Kiadó. Pp. 133-138.
- [4] Clever H. L. ed. (1979) Solubility data series 2, Pergamon Press, 227-234
- [5] Rogers, V. C.; Nielson, K. K. (1991) Multiphase radon generation and transport in porous materials. Health Phys. 60(6), pp. 807-815.

*A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült*