

# ***SUGÁRVÉDELEM***

**Eötvös Loránd Fizikai Társulat  
Sugárvédelmi Szakcsoportjának  
On-line Folyóirata  
<https://www.elftsv.hu/svonline>**

**XIV. Évfolyam 1. szám  
2021**

**BUDAPEST**

**HU ISSN 2060-2391**

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

**Kiadásért felelős:** Pesznyák Csilla, a Szakosztály elnöke

**Főszerkesztő, a Szerkesztőbizottság elnöke:** Vincze Árpád

**Szerkesztő:** Pesznyák Csilla

**Technikai szerkesztő:** Deme Sándor

**A szerkesztőbizottság tagjai:**

Antus Andrea,

Bujtás Tibor,

C. Szabó István,

Déri Zsolt,

Katona Tünde,

Kristóf Krisztina,

Pesznyák Csilla,

Petrányi János,

Szűcs László,

Taba Gabriella

**A szerkesztőség elérhetősége:**

Levelezési cím: 1539 Budapest, PF. 676.

e-mail: [avincze67@gmail.com](mailto:avincze67@gmail.com)

HU ISSN 2060-2391

## MIT MÉR A JÓDTÁVMÉRŐ?

Manga László<sup>1\*</sup>, Deme Sándor<sup>2</sup>, Lencsés András<sup>1</sup>, C. Szabó István<sup>1</sup>, Petrányi János<sup>3</sup>

<sup>1</sup>MVM Paksi Atomerőmű Zrt., Paks

<sup>2</sup>Energiatudományi Kutatóközpont, Budapest

<sup>3</sup>GAMMA Zrt., Budapest

\*mangal@npp.hu

A kézirat beérkezett: 2020.12.11.

Közlésre elfogadva: 2021.01.14.

### WHAT DOES THE IODINE MONITOR MEASURE?

*The usefulness of radiation telemetry systems is unquestionable. This is the case with the iodine detector at the environmental monitoring stations of the Paks Nuclear Power Plant. The system, which sends data in every ten-minutes, simultaneously provides aerosol, elemental and organic iodine measurement data (counts, activity). Of course, such systems are not expected to have same minimal detectable quantity as systems operating under laboratory condition, but in the event of a disaster or accident, quick access to continuous data is a very important factor for decision-makers. In the following, we present the operation of such system, draw attention to what factors (interfering effects) should be taken into account, and how the sample collection function of the monitoring system can be utilized by additional measurements performed in the laboratory.*

*Keywords - serious nuclear accident, environmental monitoring, aerosol telemetry, iodine telemetry*

***A távmérő rendszerek hasznossága megkérdőjelezhetetlen. Nincs ez másképp a Paksi Atomerőmű környezetellenőrző állomásain található jódtávmérő esetében sem. A tízperces frissítéssel adatokat küldő rendszer egyszerre ad tájékoztató jellegű méréseket (beütésszám, aktivitás) aeroszolra, elemi- és szerves jódra. Természetesen az ilyen jellegű rendszerektől nem várható el a laboratóriumi körülmények közötti kimutathatóság, de üzemzavari, illetve baleseti szituációban az adatokhoz való folyamatos, gyors hozzájutás nagyon fontos tényező a döntéshozók szempontjából. A következőkben e rendszer működését mutatjuk be, hívjuk fel a figyelmet, hogy milyen tényezőket (zavaró hatásokat) kell figyelembe vennünk, valamint hogyan lehet a távmérő rendszer mintagyűjtő funkcióját kihasználni laboratóriumban végzett kiegészítő mérésekkel.***

***Kulcsszavak – súlyos nukleáris baleset, környezetellenőrzés, aeroszol távmérés, jódtávmérés***

### BEVEZETÉS

A címben feltett kérdésre a válasz egyszerűnek tűnik, az atomerőmű környezetében alkalmazott jódtávmérők az esetleges üzemzavar vagy baleset révén a levegőbe kerülő radioaktív jódot mérik. A válasz akkor helyes, ha hozzátesszük az „is” szót, azaz a levegőben lévő radioaktív jódot is mérik.

A kérdés pontosabb megválaszolása érdekében tekintsük át a jódtávmérő felépítését, paramétereit, valamint az atomerőmű légköri kibocsátását súlyos balesetnél. A jódtávmérő egyben aeroszol, elemi jódtávmérő és szerves jódtávmérő, ennek révén lehetővé teszi a levegő aktivitáskoncentráció időintegrál mintamérésen alapuló meghatározását. De fogalmazhatunk fordítva is, azaz a jódtávmérő egy olyan folyamatosan működő, kis térfogatú, három, sorba kapcsolt szűrős mintavevő, amelyenél a minták aktivitását a mintavétel során

folyamatosan mérjük. Miután a szűrőn az aktivitás folyamatosan nő, ezért a minta aktivitása a levegő aktivitáskoncentrációjának időintegráljával lesz arányos.

## JÓDTÁVMÉRŐ JELLEMZŐI

A jódtávmérők a Paksi Atomerőmű környezetellenőrző rendszerének részei. Ezek, az ún. A típusú állomásokon létesültek, amelyek az erőműtől 1–1,5 km távolságban, nagyjából egyforma szektorokat lefedve épültek ki, és rádiótelefonos, ill. kábeles összeköttetésben állnak az erőmű dozimetriai vezénylőjével. Mind a kilenc A típusú állomáson megtalálhatók ezek a berendezések [1]. (Jódtávmérő berendezés működik a mintegy 25 km távolságban levő, kontrollként tekintett dunaföldvári B24 állomáson is.)

A jódtávmérő három fő egységből áll:

1. Aeroszol mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő.
2. Elemi jód mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő.
3. Szerves jód mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő.

A három egység légtechnikailag soros üzemmódú (1. ábra), a nominális légforgalom 60 liter/h. A levegő egy 25 W-os teljesítményű páramentesítő melegítő egységen keresztül (2. ábra) jut be a mérőrendszerbe, ezzel elkerülve a mérődetektorok felett elhelyezkedő szűrők elnedvesedését. A mérőrendszer érzékenységét (imp/s)/(Bq/m<sup>3</sup>) a légforgalommal és a szűrő-detektor távolsággal lehet beállítani.

### 1. Aeroszol mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő.

Szűrő: GF/A üvegszálas szűrő (MN85/90).

A mérőegység ND319/S Ø65mm szcintillációs mérőfej Ø40x0,5mm plastik kristállyal.

A mérőfej árnyékolása: NZ305 (5cm Pb).

Jelfeldolgozás: számlálás. Energiatartomány (béta-sugárzás): 0,06–2,0 MeV.

### 2. Elemi jód mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő

Szűrő: vékonyrétegű réz-szulfid elemi-jódgőz szűrő (PACI), ami kémiaiilag köti meg az elemi jódot.

A mérőegység ND319/S Ø65mm szcintillációs mérőfej Ø40x0,5mm plastik kristállyal.

A mérőfej árnyékolása: NZ305 (5cm Pb).

Jelfeldolgozás: számlálás. Energiatartomány (béta-sugárzás): 0,06–2,0 MeV.

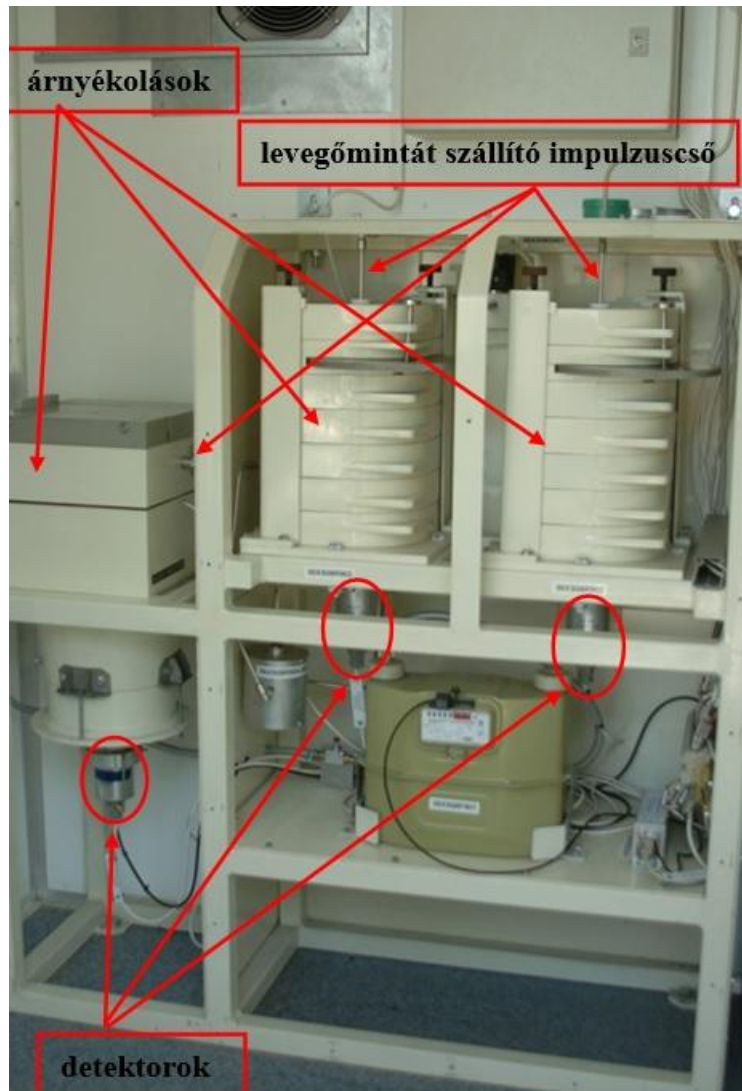
### 3. Szerves jód mintavevő és aktivitáskoncentráció időintegrál mérő

Szűrő: trietil-diaminnal (TEDA) impregnált szén granulátum, amit széles körben használnak a nukleáris iparban [2]. (Nuclearcarb 207B 5TEDA [3]).

A mérőegység ND320/S Ø90mm kék LED révén elektronikusan hőstabilizált szcintillációs mérőfej Ø60x63mm NaI(Tl) kristállyal.

A mérőfej árnyékolása NZ138 (5cm Pb).

Jelfeldolgozás: gamma-spektrometria. Beállítható energiartomány, pl: 0,1–1,2 MeV.



1. ábra. A jódtávmérő detektoregységei: jobb oldalon az aeroszol, középen az elemi jód, bal oldalon a szerves jódot mérő egység. A levegő áramlási iránya jobbról balra. (Forrás: saját)



2. ábra. A mérőrendszerre jutó levegő páramentesítő, melegítő egysége. (Forrás: saját)

## A JÓDTÁVMÉRŐ JELZÉSE SÚLYOS BALESETNÉL

A jódtávmérő három detektorának jelzését vizsgáljuk meg egy súlyos balesetnél. A hipotetikus baleset egy zónaolvadással járó esemény, amelynél a radioaktív anyag elsősorban a reaktorcsarnokon, nem ismert pontokon keresztül jut a környezetbe. A feltételezett „kibocsátás” 5 óra hosszan tart. Az elvégzett számítások [4] alapján a kikerült radioaktív anyag átlagos relatív aktivitáskoncentráció komponensei teljes jódkibocsátásra normalva:

jódok – 1

aeroszolok (a jódiszotópok kivételével) – 1,1

nemesgázok – 60

A nemesgázok nagy részarányát az eredményezi, hogy a reaktorcsarnokon át történő kikerülésnél – az aeroszolokkal és az elemi jóddal ellentétben – nincs a falakra történő kiülepedési veszteségük.

A kijutott jódiszotópok fizikai-kémiai formáinak aránya ismeretlen, számításainknál a három forma (aeroszol, elemi és szerves) részesedését a távmérés helyén azonosnak ( $1/3 - 1/3 - 1/3$ ), tekintjük. Az arány egy valós kibocsátásnál a mérési adatok alapján meghatározható az aeroszol fázist kivéve, mert a jód aeroszol fázisa más aeroszoltól a béta-számlálás révén nem különíthető el. Az elemi jód mérő elemszelektív, a szerves fázis mérését a nagyon nagy radioaktív nemesgáz koncentráció, valamint a kiülepedett radionuklidok gamma-sugárzása teszi nagyon bizonytalanná.

### *Aeroszol mérőcsatorna*

Az aeroszol aktivitáskoncentráció mérésénél 27 nuklidot vettünk számításba. Közülük a láncreakció leállításának időpontjában az 5%-nál nagyobb részesedésű nuklidok:

Te-132    18,8%    ( $T_{1/2} - 78,3$  óra)

Mo-99    15,0%    ( $T_{1/2} - 65,9$  óra)

Ru-103    12,0%    ( $T_{1/2} - 39,3$  nap)

Tc-99m    10,9%    ( $T_{1/2} - 6,02$  óra)

Rh-105    7,3%    ( $T_{1/2} - 35,3$  óra)

Ru-105    5,9%    ( $T_{1/2} - 4,44$  óra)

Ez a hat nuklid a láncreakció leállításának időpontjában a 27 nuklid aktivitásának több, mint 50%-át képviseli. A nem jód aeroszolok aránya a megadott feltételeknél több mint háromszorosa az aeroszol jódokénak. Tekintettel arra, hogy mérőcsatorna szűrőjén lévő izotópösszetétel a jódtávmérővel nem határozható meg, ezért a beütésszám és a jód inhalációs dózislekötés közötti összefüggés nem adható meg.

### *Elemi jód mérőcsatorna*

Az elemi jód mérőcsatorna csak a jódiszotópok béta-sugárzását méri.

A jódiszotópok aránya a reaktor leállításának időpontjában a zónakészletben a I-131-re normalva:

I-131-1    ( $T_{1/2} - 8,04$  nap)

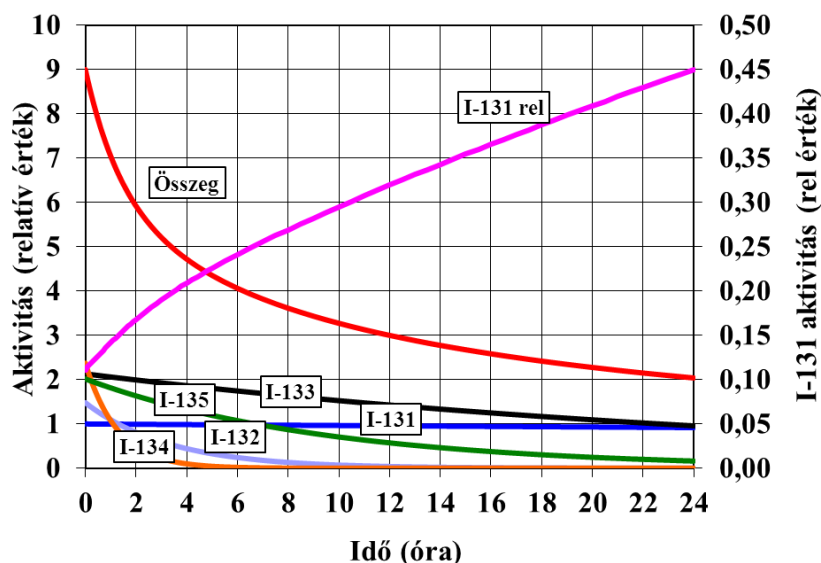
I-132-1,48    ( $T_{1/2} - 2,30$  óra)

I-133-2,13    ( $T_{1/2} - 20,8$  óra)

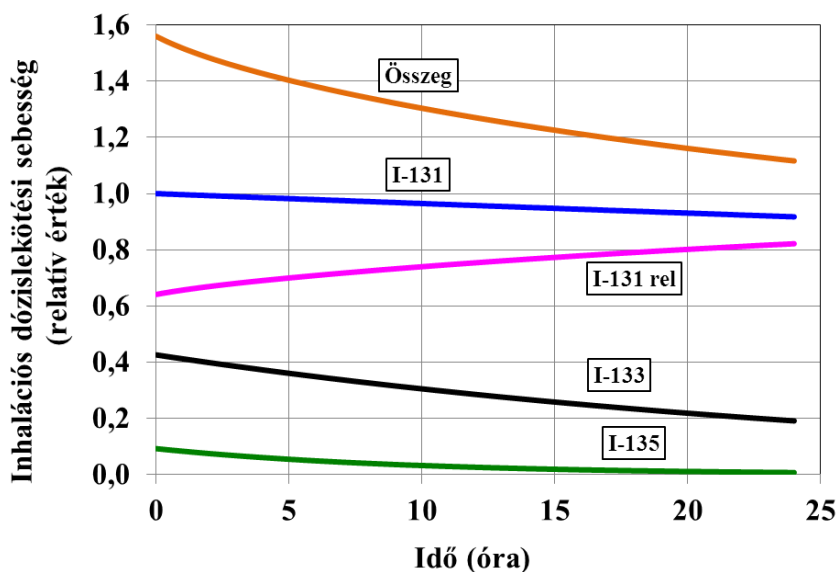
I-134-2,37    ( $T_{1/2} - 0,876$  óra)

I-135-2,02    ( $T_{1/2} - 6,61$  óra)

A jódiotópok aktivitásának arányát a 3. ábra mutatja. Az egyes izotópok aktivitását az inhalációs dózislekötéssel [5] szorozva kapjuk meg az egyes izotópok inhalációs dózislekötési sebességét. Ezt mutatja a 4. ábra.. Látható, hogy a I-131 dózislekötési sebesség részaránya nagyobb, mint aktivitásának részaránya, a teljes időtartam alatt nagyobb, mint 0,6.

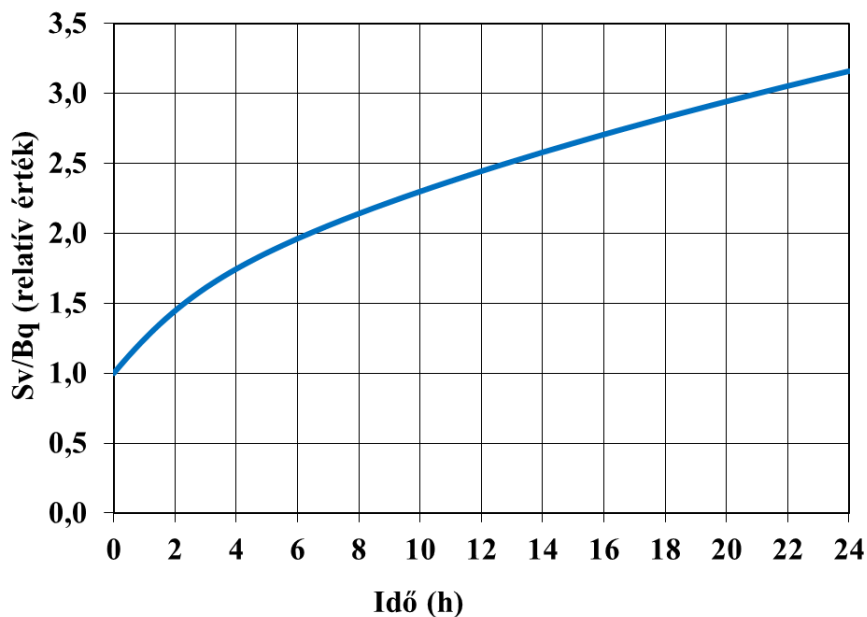


3. ábra. A jódiotópok aktivitásának aránya a I-131 aktivitásához képest a reaktor leállításától eltelt idő függvényében



4. ábra. A jódiotópok inhalációs dózislekötési sebessége a I-131-hez viszonyítva. A I-132 és a I-134 részaránya nem haladja meg a 0,03 értéket, ezért ezeket nem tüntettük fel.

Az elemi jód mérőcsatornánál a beütésszám és az inhalációs dózislekötési sebesség közötti összefüggés a változó izotóparánynak megfelelően időfüggő. Ezt az időfüggést mutatja az 5. ábra.. Látható, hogy az arány az idő függvényében jelentősen változik, ezért nem lehet a beütésszám és az inhalációs dózislekötés közötti összefüggést állandó tényezőként megadni.



5. ábra. A jódizotópok inhalációs dózislekötési sebessége egységnyi aktivitásra a reaktor leállása óta eltelt idő függvényében.

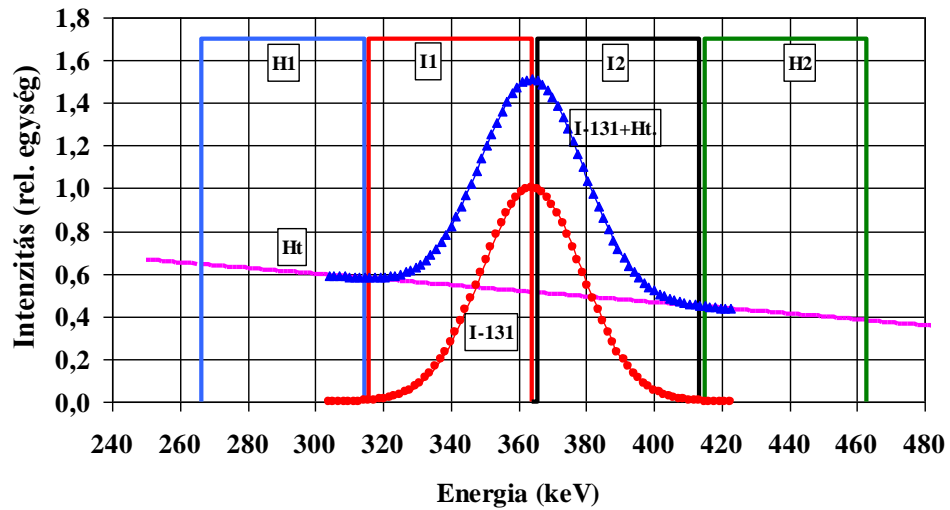
### *Szerves jód mérőcsatorna*

A szerves jód mérőcsatornánál a jódizotópok aránya megegyezik az elemi jód mérőcsatornánál megadottal, amiből következik a I-131 domináns szerepe az inhalációs dózislekötés szempontjából.

A szerves jód esetében a térfogati minta aktivitását NaI(Tl) szcintillációs detektoros gamma-spektrométerrel határozzuk meg.

A szerves I-131 aktivitásának meghatározásának elvét a mért gamma-spektrumból a 6. ábra és az 1. táblázat mutatja be. A meghatározás azon alapul, hogy a két radionuklid gamma-spektruma meglehetősen hasonló, így a bemérésre (a detektor detektálási hatásfokának meghatározására) a Ba-133 radionuklid igen alkalmas. A táblázatban megadjuk a kiértékelésben tekintett gamma-vonalak magfizikai adatait, valamint a bemérésben, ill. a I-131 spektrumának kiértékelésében alkalmazott energia (csatorna) sáv-tartományokat (a pontosabb kiértékelhetőség érdekében a teljes tartományt a gamma-vonal energiájától – a spektrum csúcsának maximumától – számítva balra-jobbra megfelelően azonos tartományokra, „ablakokra” bontva).





6. ábra. A I-131, 364 keV energiájú gamma-vonalának spektrum tartománya NaI(Tl) scintillációs detektorral mérve és a kiértékelésben használt ablakok

1. táblázat. Sávhatárok a Ba-133 és a I-131 esetén

	Ba-133 ( $T_{1/2} - 10,5$ év) 356 keV ( $I_\gamma$ : 69%)		I-131 ( $T_{1/2} - 8,04$ nap) 364,5 keV ( $I_\gamma$ : 87,7%)	
Sáv	Alsó határ csatorna (keV)	Felső határ csatorna (keV)	Alsó határ csatorna (keV)	Felső határ csatorna (keV)
I (H1)	159 (254)	187 (303)	164 (262)	192 (311)
II (I1)	188 (305)	216 (354)	193 (313)	221 (362)
III (I2)	217 (356)	245 (405)	222 (364)	250 (413)
IV (H2)	246 (407)	274 (456)	251 (415)	279 (464)

A kiértékelés elvi menete a következő.

Legyenek a 10 perc alatti beütésszámok az  $n$ . ciklusban négy ablakban rendre  $N_{IH1}$ ,  $N_{III}$ ,  $N_{II2}$ ,  $N_{IH2}$ . Ugyanezek a számok az  $(n-1)$ . ciklusban  $N_{OH1}$ ,  $N_{OII}$ ,  $N_{OI2}$ ,  $N_{OH2}$ . Ezeknek az impulzusszámoknak a különbsége az  $n$ . ciklusból kivonva az  $(n-1)$ . ciklus beütésszámait legyen rendre  $N_{H1}$ ,  $N_{II}$ ,  $N_{I2}$ ,  $N_{H2}$ .

A NaI(Tl) detektorral mért 10 perces szerves I-131 aktivitáskoncentráció:

$$a_{isz} = ((k_{I1} N_{II} + k_{I2} N_{I2}) - (k_{H1} N_{H1} + k_{H2} N_{H2})) / V,$$

ahol

$k_{I1}$ ,  $k_{I2}$ ,  $k_{H1}$  és  $k_{H2}$  – a kalibráló sugárforrással meghatározott állandók az adott detektorra,

$V$  – a 10 perc alatti légfórgalom  $m^3$ -ben.

A jódtávmérő nem méri szelektíven a radioaktív nemesgázokat, azonban nagy relatív arányuk miatt minden mérőcsatornánál – a detektor körüli légtér fogat révén és a szűrőben történő dúsulásuk miatt – mind a béta-számlálásnál, mind a gamma-spektrum meghatározásánál zavaró tényezőként szerepelnek, különösen a kibocsátás kezdeténél, amikor a szűrőkön a felhalmozott aeroszol vagy jódkoncentráció a nemesgázok aktivitásához képest kicsi. Fontos olyan jódszűrő használata, amely a nemesgázokat nem abszorbeálja, így azok a mintában nem dúsulhatnak, csak térfogati aktivitásuk zavaró.

A nemesgázok átlagos aktivitásának aránya a láncreakció leállításának időpontjában

Kr-85m 7,3% ( $T_{1/2} - 4,48$  óra)

Kr-85 0,5% ( $T_{1/2} - 10,71$  év)

Kr-87 4,1% ( $T_{1/2} - 76,5$  perc)

Kr-88 11,5% ( $T_{1/2} - 2,84$  óra)

Xe-133 59,3% ( $T_{1/2} - 5,24$  nap)

Xe-135 17,3% ( $T_{1/2} - 9,08$  óra)

Xe-135m 0,1% ( $T_{1/2} - 15,7$  perc)

Mindhárom mérőcsatornánál jelentkezik a mérés tartama alatt a radionuklidok bomlása, amely csökkenti a mért aktivitáskoncentrációt. Ha a levegő aktivitáskoncentrációja csökken, akkor akár negatív mért értéket is kaphatunk, a berendezés ilyen esetben – szoftvere révén 0 aktivitáskoncentrációt fog jelezni.

Ki kell hangsúlyozni, hogy a jódtávmérő rendszer csak tájékoztató adatot szolgáltat, az állomás helyén fellépő aktivitáskoncentráció értékének pontosabb meghatározása a jódtávmérő szűrőinek laboratóriumi kiértékelése révén érhető el.

## MINTAVÉTEL

A jódtávmérő egyúttal folyamatosan működő aeroszol, elemi jód és szerves jód mintavevő, óránként mintegy 60 liter térfogatárammal. Ezek a minták alkalmasak egyes nuklidoknál az aktivitáskoncentráció időintegrál közelítő meghatározására. A mintákat lehetőség van gamma-spektrometriai analízisnek alávetni a laboratóriumba történő beszállítás után. A nagytisztaságú félvezető detektorral (pl. HPGe) való mérés kiértékelésével képet kaphatunk a nuklidok minőségét, mennyiségét és aktivitás-arányát illetően, amiből a baleset jellegére és súlyosságára is következtetni lehet. Méréstechnikai szempontból azonban több dolgot is figyelembe kell venni. A spektrumunk igen összetett, torzított is lehet a következők miatt: sokféle, viszonylag nagy aktivitású, rövid felezési idejű nuklid van jelen, a gamma-vonalak koincidenciája, a Compton tartomány megemelkedése, a detektor holtidejének megnövekedése következtében. Ezen méréstechnikai jellegű nehézségek ellen a következőket célszerű tenni. Kisebb határfokú detektor alkalmazása, a minta gamma-sugárzásának kollimálása, a minta és a detektor közötti távolság optimalizálása, a minta pihentetése. A minták mérése során figyelembe kell még venni az expozíciós idő kezdetét és végét, valamint a mérés előtt és a mérés közben eltelt időt, ez fokozottan fontos a rövid felezési idejű nuklidok esetén. Laboratóriumi körülmények között rendelkezésre állnak azok a számítógép programok, amelyek az előbb említett folyamatokat figyelembe veszik. A laboratóriumi mérések ilyen jellegű kiegészítésével még pontosabb képet kaphatunk a környezetbe kikerülő izotópokról, azok fizikai-kémiai formáiról, amiből következtetni lehet a várható sugárzási hatásaikra. Ez az információ a védekezés jellegének meghozatalában is fontos tényező.

A következőekben a zónaolvadás során azonos kilépési hányadú ún. MAAP csoportokat [6, 7] vizsgáljuk meg. Minden MAAP csoportból elég egy-egy, legjobban mérhető nuklid meghatározása, mert a feltételezések szerint a csoport többi nuklidjának emissziója azonos hányadban történik. A mintavétel során a nemesgázokat (MAAP csoport 1) nem vesszük figyelembe, mivel a mintavétel nem valósítható meg a jódtávmérőben használt módszerekkel. Az egyes csoportokból a nuklidok kiválasztása a következő mérlegelés szerint történik. Az izotóp a csoporton belül hosszabb felezési idővel és/vagy a nagyobb gamma-hozammal rendelkezzen, valamint Cs-137-re vonatkozó relatív aktivitása a lehető legnagyobb legyen. Ezek alapján a 2. táblázat utolsó oszlopába fel vannak tüntetve a kiválasztott nuklidok a rájuk legjellemzőbb gamma-energiájukkal és a hozzá tartozó gamma-hozammal.

2. táblázat. A zónakészletnek (zk.) megfelelő aktivitás és annak a Cs-137-re normált értéke, a MAAP csoporton [6] belüli relatív aktivitás, valamint a kimutathatóság gamma-spektrometriával

MAAP csoport	Nuklid	Zónakészlet (zk.) (Bq)	$\lambda$ (1/s)	Felezési idő	48 h bomlás (rel. egység)	zk.×bomlás (Bq)	Cs-137 rel	Rel. aktivitás a csoportban, $\geq 1\%$	Gamma-spektrometria
1	Kr-85m	5,03E+17	4,30E-05	4,48 óra	5,93E-04	2,98E+14	1,64E-03	Nincs mintavétel	
	Kr-85	2,34E+16	2,05E-09	10,71 év	1,00E+00	2,34E+16	1,29E-01		
	Kr-87	7,31E+17	1,51E-04	76,51 perc	4,66E-12	3,40E+06	1,87E-11		
	Kr-88	1,00E+18	6,78E-05	2,84 óra	8,16E-06	8,16E+12	4,49E-05		
	Xe-133	2,74E+18	1,53E-06	5,24 nap	7,68E-01	2,10E+18	1,16E+01		
	Xe-135	9,69E+17	2,12E-05	9,08 óra	2,56E-02	2,49E+16	1,37E-01		
	Xe-135m	5,49E+17	7,38E-04	15,65 perc	4,13E-56	2,27E-38	1,25E-55		
2	<b>I-131</b>	1,28E+18	9,98E-07	8,04 nap	8,42E-01	1,08E+18	5,92E+00	100,0%	364,5 keV (87,7%)
	I-132	1,90E+18	8,37E-05	2,30 óra	5,23E-07	9,94E+11	5,46E-06		
	I-133	2,74E+18	9,26E-06	20,79 óra	2,02E-01	5,53E+17	3,04E+00	51,3%	
	I-134	3,05E+18	2,20E-04	52,51 perc	3,09E-17	9,42E+01	5,18E-16		
	I-135	2,59E+18	2,91E-05	6,62 óra	6,55E-03	1,70E+16	9,32E-02	1,6%	
3	Te-127m	1,97E+16	7,36E-08	109,00 nap	9,87E-01	1,95E+16	1,07E-01	1,6%	
	Te-127	1,14E+17	2,06E-05	9,35 óra	2,84E-02	3,24E+15	1,78E-02		
	Te-129m	6,24E+16	2,39E-07	33,57 nap	9,60E-01	5,99E+16	3,29E-01	4,9%	
	Te-129	3,22E+17	1,66E-04	69,59 perc	3,49E-13	1,12E+05	6,17E-13		
	Te-131	1,09E+18	4,62E-04	25,01 perc	2,13E-35	2,32E-17	1,28E-34		
	<b>Te-132</b>	1,86E+18	2,46E-06	78,27 óra	6,54E-01	1,22E+18	6,68E+00	100,0%	228,2 keV (88,0%)
	Te-131m	2,40E+17	2,08E-06	92,57 óra	6,98E-01	1,68E+17	9,21E-01	13,8%	
4	Sr-90	1,40E+17	7,54E-10	29,13 év	1,00E+00	1,40E+17	7,69E-01	9,9%	
	Sr-89	1,45E+18	1,59E-07	50,46 nap	9,73E-01	1,41E+18	7,75E+00	100,0%	

MAAP csoport	Nuklid	Zónakészlet (zk.) (Bq)	$\lambda$ (1/s)	Felezési idő	48 h bomlás (rel. egység)	zk.×bomlás (Bq)	Cs-137 rel	Rel. aktivitás a csoportban, $\geq 1\%$	Gamma-spektrometria
	<b>Sr-91</b>	1,77E+18	2,02E-05	9,53 óra	3,05E-02	5,40E+16	2,97E-01	3,8%	749,8 keV (23,6%)
5	Mo-99	2,51E+18	2,92E-06	65,94 óra	6,04E-01	1,52E+18	8,33E+00	80,1%	
	Tc-99m	2,19E+18	3,20E-05	6,02 óra	3,97E-03	8,69E+15	4,77E-02		
	<b>Ru-103</b>	1,96E+18	2,04E-07	39,33 nap	9,65E-01	1,89E+18	1,04E+01	100,0%	497,1 keV (90,9%)
	Ru-105	1,28E+18	4,34E-05	4,44 óra	5,53E-04	7,08E+14	3,89E-03		
	Ru-106	6,23E+17	2,18E-08	368,01 nap	9,96E-01	6,21E+17	3,41E+00	32,8%	
	Rh-105	1,23E+18	5,45E-06	35,33 óra	3,90E-01	4,80E+17	2,64E+00	25,3%	
6	<b>Cs-134</b>	2,22E+17	1,07E-08	2,05 év	9,98E-01	2,22E+17	1,22E+00	100,0%	604,7 keV (97,6%)
	Cs-137	1,82E+17	7,32E-10	30,01 év	1,00E+00	1,82E+17	1,00	82,1%	
	Cs-136	6,49E+16	6,10E-07	13,15 nap	9,00E-01	5,84E+16	3,21E-01	26,4%	
7	<b>Ba-140</b>	2,40E+18	6,30E-07	12,73 nap	8,97E-01	2,15E+18	1,18E+01	100,0%	537,3 keV (24,4%)
8	<b>Zr-95</b>	2,45E+18	1,25E-07	64,18 nap	9,79E-01	2,40E+18	1,32E+01	100,0%	756,7 keV (54,0%)
	La-140	2,45E+18	4,78E-06	40,28 óra	4,38E-01	1,07E+18	5,89E+00	44,7%	
9	<b>Ce-141</b>	2,33E+18	2,47E-07	32,48 nap	9,58E-01	2,23E+18	1,23E+01	100,0%	145,4 keV (48,2%)
	Ce-143	2,16E+18	5,84E-06	32,97 óra	3,65E-01	7,87E+17	4,33E+00	35,3%	
	Ce-144	1,85E+18	2,82E-08	284,49 nap	9,95E-01	1,84E+18	1,01E+01	82,5%	
10	<b>Sb-127</b>	1,15E+17	2,08E-06	92,57 óra	6,98E-01	8,03E+16	4,41E-01	100,0%	685,7 keV (37,0%)
	Sb-129	3,43E+17	4,38E-05	4,40 óra	5,16E-04	1,77E+14	9,73E-04		

## ÖSSZEFOGLALÁS

Összességében megállapítható, hogy a jódtávmérő alkalmas arra, hogy súlyos nukleáris balesetnél nagyságrendi tájékoztató adatot adjon a levegő aeroszol, elemi jód és szerves jód aktivitáskoncentrációjának időintegráljára, de az aeroszokok nuklidösszetétele csak az aeroszol szűrő nagyfelbontású gamma-spektrométerrel végzett laboratóriumi analízisével határozható meg.

Fontos megjegyezni, hogy amennyiben az A típusú állomás energiaellátása baleset következtében nem szűnt meg, akkor rendelkezésre állnak az állomások nagy (40-50 m<sup>3</sup>/h) térfogatáramú levegőmintái is. A szűrők anyaga azonos a jódtávmérőnél használttal. E minták révén az elemzés még pontosabb meghatározása válik lehetővé. Utóbb említett mintavételi rendszer mintáinak laboratóriumi feldolgozása és gamma-spektrometriai mérései alapján a fukushimai eseményeket követően (Magyarországra jellemzően, a mintavétel idején) a következő arányok jelentkeztek a I-131 földfelszíni levegőben mért aktivitáskoncentrációjára, az aeroszol formára vonatkoztatva: aeroszol (1), elemi jód (0,6) és szerves jód (2,6) [8].

## RODALOM

- [1] Bujtás Tibor, Manga László, Nagy Gábor, Solymosi József: A Paksi Atomerőmű környezetellenőrző Laboratóriuma minatvételi adatbázisának korszerűsítése. Hadmérnök, X. évf. 1. szám, 165. old, 2015. március.  
[http://hadmernok.hu/151\\_15\\_bujtast\\_ml\\_ng\\_sj.pdf](http://hadmernok.hu/151_15_bujtast_ml_ng_sj.pdf)  
Letöltés ideje: 2020.11.23.
- [2] <https://www.eurocarb.com/wp-content/uploads/2013/11/eurocarb-ebroch-water-hungarian.pdf>  
Letöltés ideje: 2020.11.23.
- [3] <https://safety365.sevron.co.uk/substances/msds/nuclearcarb-207b-5teda-10x16-msds-download-73081>  
Letöltés ideje: 2020.11.23.
- [4] Deme Sándor, László András, Pázmándi Tamás, Szántó Péter: Tervezési és tervezésen túli üzemállapotok sugárzási következményei: Témazáró jelentés EK-SVL-2016-994-03-01-00. MTA EK, Budapest, 2017. november
- [5] IAEA Safety Standards, GSR Part 3: Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA, 2014
- [6] MAAP - Modular Accident Analysis Program.  
<https://www.fauske.com/nuclear/maap-modular-accident-analysis-program>  
Letöltés ideje: 2020.11.23.
- [7] Lajtha Gábor: Súlyos balesetek során kijutó hasadási termékek mennyiségének meghatározása, 1. A hermetikus tér reális szivárgási modellje a MAAP4 kódban. NUBIKI 212-544-00/1, 2015.december
- [8] Bujtás Tibor, Dombovári Péter, Lencsés András, Manga László, Ranga Tibor: Mit mértünk a környezetben (előadás), XXXVI Sugárvédelmi Továbbképző Tanfolyam, Hajduszoboszló, 2011. május 3-5.  
[http://elftsv.hu/svonline/docs/kulonsz/2011sv/szekcio5/fukushima\\_jod.pdf](http://elftsv.hu/svonline/docs/kulonsz/2011sv/szekcio5/fukushima_jod.pdf)  
Letöltés ideje: 2020.11.23.

**Készült a SOMOS alapítvány támogatásával.**

## PAKS II. ATOMERŐMŰ KÖRNYEZETI SUGÁRVÉDELME – KAPCSOLÓDÓ MŰSZAKI MEGOLDÁSOK

Deme Sándor

<sup>2</sup>Energiatudományi Kutatóközpont, Budapest  
deme@aeki.kfki.hu

A kézirat beérkezett: 2021.02.26-  
Közlésre elfogadva: 2021.03.05.

*Environmental radiation protection of the Paks II. Nuclear Power Plant – Related technical solutions. The environmental radiation protection system of Paks NPP Units 5 and 6 (Paks II.) are reviewed in this paper, the main systems and equipment which can significantly reduce the environmental release of radioactive materials in the event of a reactor accident are introduced. The first two systems are the passive heat removal systems which provide the cooling of the containment and the reactor in the event of a station blackout. The third system is the core catcher, which cools the materials of the molten core and greatly reduces the formation of hydrogen. The fourth one is the double-walled containment, which allows radioactive leakage of the building into the environment only after aerosol and radioiodine filtration.*

*Keywords – Paks II Units (5-6), environmental radiation protection, passive heat removal system, molten reactor core catcher, double wall containment*

***Áttekintjük a paksi 5. és 6. blokk (Paks II.) környezeti sugárvédelmét, ismertetjük azokat a rendszereket, berendezéseket, amelyek jelentősen csökkenthetik a radioaktív anyagok környezeti kibocsátását egy esetleges reaktorbalesetnél. Elsőként azok a passzív hőelvonó rendszerek említhetők, amelyek a konténment és a reaktor hűtését biztosítják teljes feszültségvesztés esetén. A második a zónaolvadék-csapda, amely hűti a megolvadt zóna anyagait, illetve nagymértékben csökkenti a hidrogén képződését, a harmadik pedig a kettősfalú konténment, amely lehetővé teszi, hogy az épület radioaktív szivárgása csak aeroszol- és radiojód-szűrés után kerülhessen a környezetbe.***

***Kulcsszavak – Paks II. erőmű, környezeti sugárvédelem, passzív hőelvonó rendszer, zónaolvadék-csapda, kettősfalú konténment***

### BEVEZETÉS

Az atomerőművek társadalmi megítélésére jelentős hatással van azok környezeti sugárbiztonsága. Paks II. esetében erről a kérdésről kevés a szakmai publikáció, ugyanakkor környezeti szempontból a Duna hőterhelése visszatérő téma. Ugyancsak vitatott az atomenergia–megújuló energia fejlesztésének kérdése is. Ez utóbbi témák nem sugárvédelmi kérdések, ezért ezekkel nem is foglalkozik ez a közlemény.

Paks I. és Paks II. tervezése között eltelt mintegy fél évszázad, ez az idő jelentős fejlődést hozott az erőművek nukleáris biztonságában és ezen keresztül környezeti sugárbiztonságában is. Ezeket a változásokat tekintjük át röviden. Meg kell jegyezni, hogy Paks I. környezetbiztonsága nagyon jó, ezért is fogadta el az Európai Unió megfelelőnek, míg több, korábban épült, kevésbé biztonságosnak ítélt atomerőművet (Greifswald 1–4 blokk, Kozloduj 1–4 blokk, Bohunice 1–2 blokk) le kellett állítani.

A következőkben tekintsük át, hogy a Pakson épülő VVER-1200-as típusú (AES-2006-nak is nevezett) 5. és 6. blokk milyen új technológiai rendszerekkel rendelkezik, amelyek nagymértékben növelik a környezeti sugárbiztonságát.

### **AZ 5. ÉS 6. BLOKK A TELEPHELYEN**

A két új atomerőművi blokk a Paksi Atomerőmű egységeitől északra létesül. A beruházásról első kézből a Paks II. Zrt. honlapján (<https://www.paks2.hu/>) érhetőek el információk.

Az 1. ábrán jól látható, hogy az 5. és 6. blokkok melegvíz-csatornája egy híd segítségével keresztezi mind a hat blokk közös hidegvíz-csatornáját. A melegvíz-csatorna mellett több kisméretű vízhűtő berendezés (a csúcshűtő rendszer hűtőcellái) látható, amelyeket csak szükség esetén üzemeltetnek.

A 2. ábra előterében Paks II. vízkivételi műve látható. Míg a hidegvíz-csatorna közös mind a hat blokk részére, addig az 5. és 6. blokknak külön melegvíz-csatornája létesül.

A 3. ábra a jelenleg üzemelő blokkok felől mutatja a teljes telephelyet, az 1–4. blokkokhoz közelebb látható a leendő új 5. blokk.

### **A KÖRNYEZETI SUGÁRBIZTONSÁGOT NÖVELŐ RENDSZEREK A VVER-1200 TÍPUSÚ REAKTORNÁL**

A környezeti sugárbiztonságot – a VVER-440-es blokkokhoz képest – jelentősen növelő három új rendszere van a VVER-1200-as blokkoknak (4. ábra):

1–passzív hőelvonó rendszerek

- Konténment passzív hőelvonó rendszer
- Gőzfejlesztő passzív hőelvonó rendszere

2–zónaolvadék-csapda,

3–kettősfalú konténment.





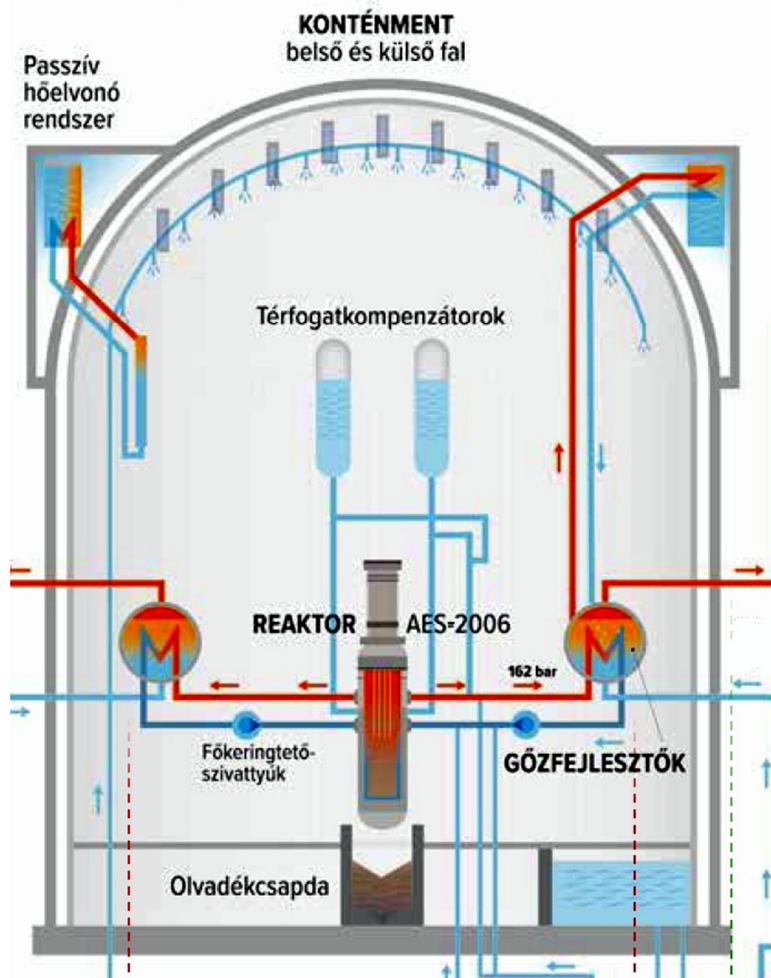
1. ábra. Paks II. madártávlatból. Előtérben az 5. és 6. blokk, középen a hidegvíz-csatorna, háttérben a két melegvíz-csatorna. (Forrás: paks2.hu)



2. ábra. Paks II. madártávlatból. Előtérben a hidegvíz-csatorna és Paks II. vízkivételi műve. A hidegvíz-csatorna felett hídon vezetik át Paks II. melegvíz-csatornáját. (Forrás: paks2.hu)



3. ábra. Paks II. madártávlatból. Előtérben a jelenleg üzemelő 1–4 blokkok. (Forrás: paks2.hu)



4. ábra. A reaktorépület. A balra fent látható passzív hőelvonó rendszer a konténment hűtését, a jobbról fent lévő a gőzfejlesztők hűtését biztosítja teljes feszültségvesztés esetén, alul helyezkedik el az olvadécsapda (Forrás: <https://www.paks2.hu>)

A következőkben röviden tekintsük át az új technológiai rendszereket.

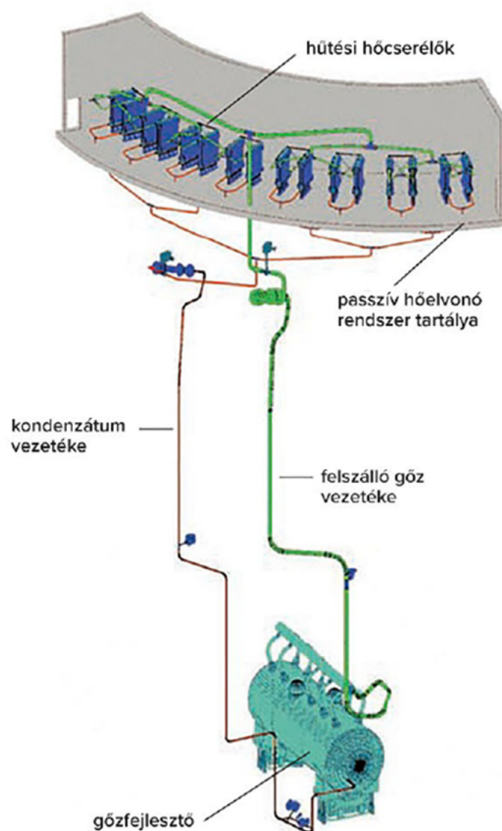
### GŐZFEJLESZTŐ PASSZÍV HŐELVONÓ RENDSZERE

A leállított reaktort is hűteni kell, mert a zónában lévő hasadási termékek bomlási hője hűtés hiányában megolvaszthatja a zónában lévő anyagokat, az urán-dioxidot, a fűtőelemek cirkónium burkolatát, a rozsdamentes acél belső szerelvényeket és végül magát a reaktortartályt is. Ez az olvadék kiömölhet a reaktor betonaknájába, az ide kijutó magas hőmérsékletű zónaolvadékból nagy mennyiségű radioaktív anyag kerülhet a konténment légterébe.

A VVER-1200 reaktor hőteljesítménye 3200 MW. A leállított reaktor hőleadása az üzemelő reaktor hőteljesítményének 7 százalékáról indulva fokozatosan csökken. A maradványhőelvonó rendszer feladata, hogy az aktív zóna és a primer kör hőmérsékletét állandó értéken tartsa. A VVER-440 típusú blokkoknál a maradványhő eltávolítása villamos meghajtású szivattyúk segítségével történik. Teljes feszültségvesztés esetén, amikor nincs hálózati feszültség, a villamos energiát dízelgenerátorok biztosítják.

A VVER-1200 típusú erőműnek van két, villamos betáplálást nem igénylő, passzív hőelvonó rendszere is. Ezen rendszerek egyike a primer–szekunder kör határán lévő gőzfejlesztőhöz csatlakozik. A gőzfejlesztő gőzteréből a gőz a reaktorépület felső szintjén lévő, vízzel teli tartályban elhelyezett hőcserélőkben lehül, kondenzálódik, a kondenzátum pedig a gőzfejlesztő vízterébe jut vissza, ennek révén hűti a zónát. A reaktorépület felső szintjén lévő tartály vizét a reaktorépület külső részén elhelyezett szabadlevegős hűtőrendszer hűtővize fokozatosan melegszik, majd forni kezd, a gőz pedig a szabadba távozik, vagyis a tartály vízszintje csökken.

A passzív hőelvonó rendszer részletesebb működési elve az 5. ábra alapján tekinthető át. A gőzfejlesztő gőzteréből a gőz a felszálló gőzvezetéken passzív hőelvonó tartály hőcserélőibe kerül. A hőcserélőkben a gőz kondenzál. A hőcserélőkből elfolyó kondenzátum külön csővezetéken keresztül lefolyik a gőzfejlesztő vízterébe.



5. ábra. A gőzfejlesztő passzív hőelvonó rendszere (Forrás: paks2.hu)

A rendszer mindaddig tud működni, amíg a tartályokban elegendő víz van, ez az idő a legkedvezőtlenebb forgatókönyv esetén is legalább 72 óra. A zóna aktív hűtését még ekkor sem kell helyreállítani, mert a tartályok egy másik, súlyos balesetekre tervezett rendszer segítségével utántölthetők, amelyet dedikált, súlyos balesetre tervezett dízelgenerátorok és akkumulátorok látnak el árammal.

Az aktív rendszerekkel történő hűtésre csak a 90°C alatti primer körű hőmérséklet eléréséhez és a reaktor szétszereléséhez van szükség. Ehhez szükséges a villamos rendszeren alapuló hűtés helyreállítása.

## A KONTÉNMENT PASSZÍV HŐELVONÓ RENDSZERE

E rendszer feladata, hogy csökkentse a konténment nyomását és a megengedett tartományon belül tartsa a tervezési alap kiterjesztésébe tartozó baleseteknél is, amikor nagymennyiségű hő jut a konténment légterébe. Hasonló feladatot lát el, mint a sprinkler rendszer a tervezési alapba tartozó üzemzavarok esetén.

A konténment passzív hőelvonó rendszere csatlakozik a gőzfejlesztő passzív hőelvonó rendszer tartályaihoz, a hőelvonást a konténment belsejében elhelyezett hőcserélők végzik.

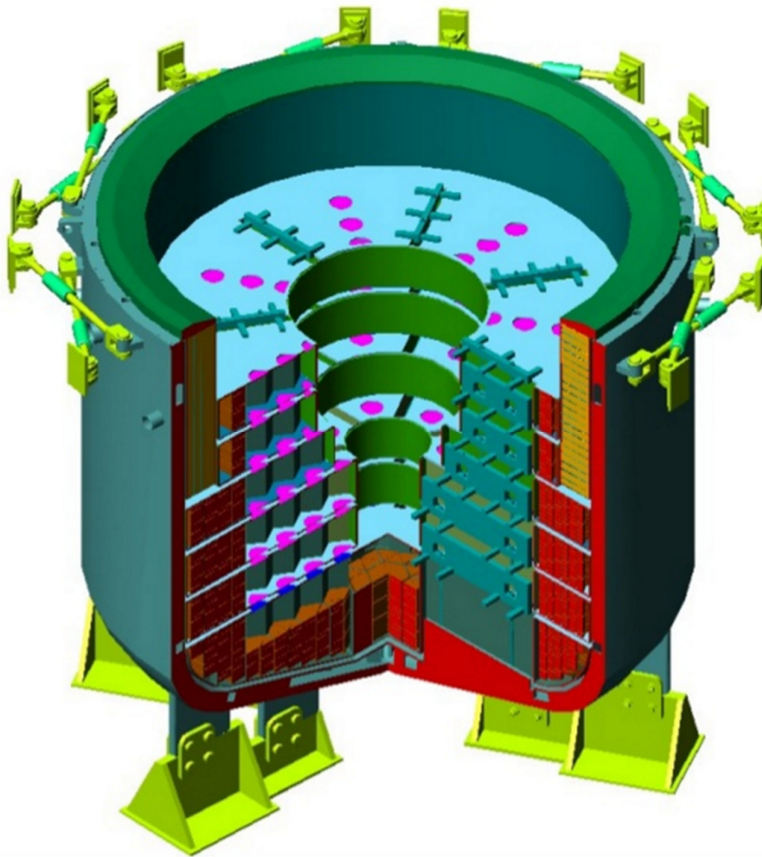
## A ZÓNAOLVADÉK-CSAPDA

A rendkívül kis valószínűséggel fellépő súlyos baleseti helyzetekre is megtörténik a felkészülés. A zónaolvadék-csapda rendeltetése:

- A reaktortartály aljának helyben tartása annak leválása vagy deformálódása esetén.
- A reaktorakna szerkezeti elemeinek védelme a zónaolvadéktól.
- A zónaolvadék, az aktív zóna és a reaktor szerkezeti szilárd törmelékének, valamint a hasadási termékek befogadása és elhatárolása a konténmenten belül.
- A zónaolvadék maradványhőjének elvezetése.
- A zónaolvadék szubkritikusságának biztosítása.
- A radioaktív anyagok és hidrogén a konténment légterébe történő kibocsátásának minimalizálása.

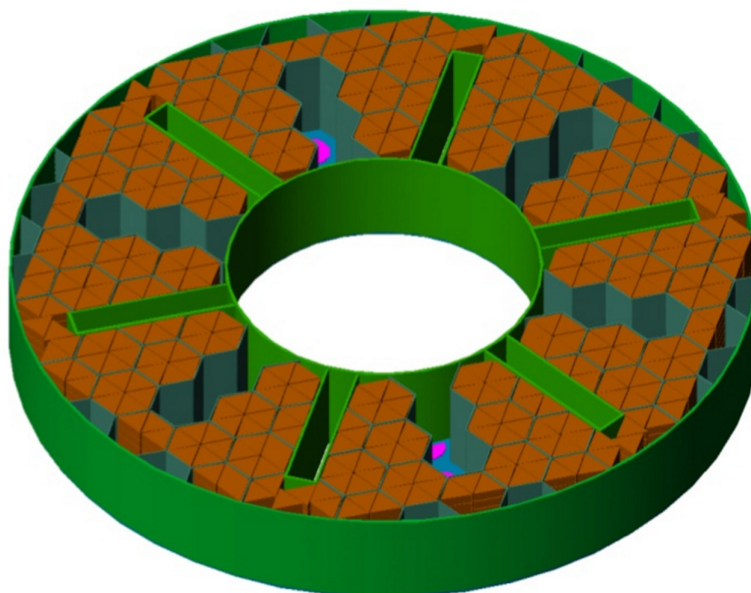
A zónaolvadék-csapda egy kúpos fenekű, hengeres fémszerkezet, tömege mintegy 800 tonna. Fala kettős, a falak közötti rést vas- és alumínium-oxid granulátum tölti ki. A zónaolvadék-csapdában olvadótöltet található, amely vas-oxid és alumínium-oxid 1:1 arányú keveréke, de gadolíniumot is tartalmaz a szubkritikusság biztosítására. A zónaolvadék-csapdában az olvadótöltet több rétegben helyezkedik el. A zónaolvadék-csapda metszeti képét át a 6. ábra mutatja.

A zónaolvadék-csapdát kitöltő olvadótöltetet a zónaolvadék magas hőmérséklete megolvasztja, majd a két anyag egymással elegyedik. Az olvadótöltet a zónaolvadékból a potenciális hidrogénfejlődés túlnyomó részéért felelős elemi cirkóniumot oxidálja, így az már a későbbiekben nem jelent veszélyt. Az oxidált cirkónium ugyanis vízzel való reakcióban már nem fejleszt hidrogént. Az olvadótöltettel való elegyedés során a zónaolvadék oxid fázisának sűrűsége lecsökken, így az felúszik az olvadt fémek tetejére, ezzel lehetővé téve a zónaolvadék felszínének hűtését és ezáltal a radioaktív aeroszolok további felszabadulásának megakadályozását.



6. ábra. A zónaolvadék-csapda metszeti képe. (Forrás: [2])

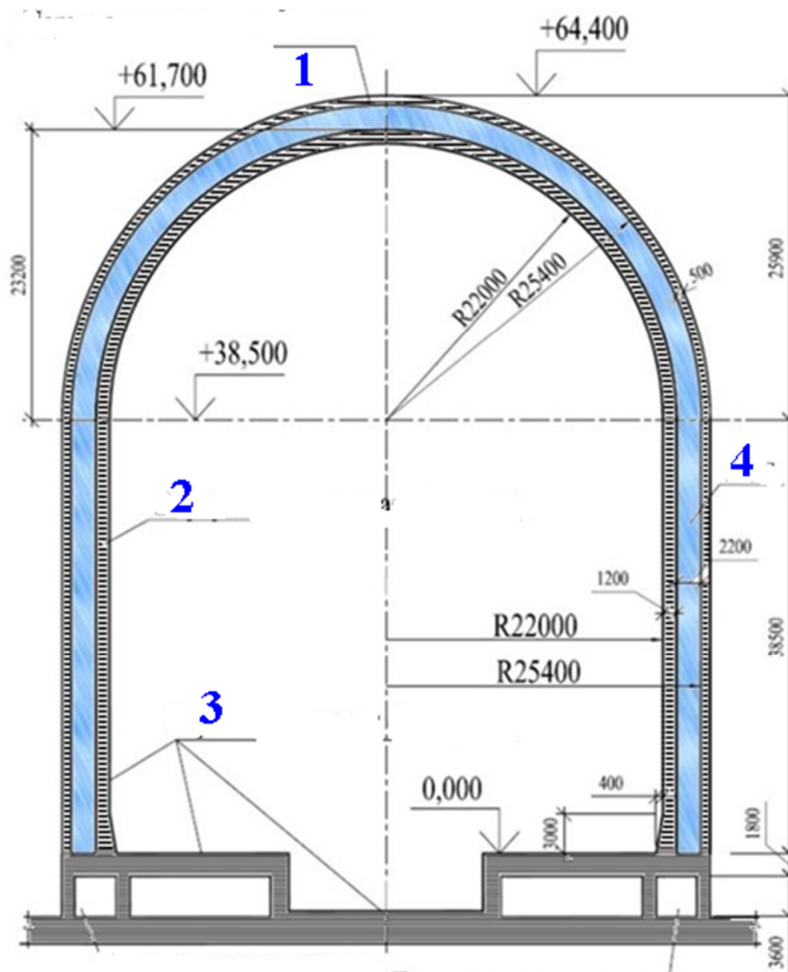
A vas-oxid és alumínium-oxid olvadótöltet szinterelt tömbök formájában kerül a zónaolvadék-csapdába (7. ábra).



7. ábra. A zónaolvadék csapda 4. rétege a szinterelt olvadótöltet blokkokkal. (Forrás: [2])

## KETTŐSFALÚ KONTÉNMENT

A belső konténment felelős a radioaktív kibocsátás megakadályozásáért, a külső konténment pedig védelmet jelent a reaktor és a primerköri főberendezések számára a külső veszélyeztető tényezőkkel szemben. A rendkívül kis valószínűséggel bekövetkező súlyos baleset esetén a kettősfalú konténment (8. ábra) megakadályozza, hogy a reaktorépületből számottevő radioaktív anyag jusson a környezetbe. A belső falon átszivárgó radioaktív anyag a két fal közötti térbe kerül, ahonnan egy elszívó rendszer révén aeroszol és elemi/szerves jód szűrőn keresztül kerül a környezetbe. A szűrés hatásfoka aeroszoloznál 99,9%, a jódszűrőknél 99%.



8. ábra. A kettősfalú konténment főbb méretei. 1–külső védőburkolat (50 cm vastag beton), 2–belső védőburkolat (120 cm vastag beton), 3–hermetizáló réteg (rozsdamentes acél), 4–gyűrűs tér. (Forrás: [3])

## ÖSSZEFOGLALÁS

A Pakson épülő VVER-1200 típusú 5. és 6. blokk környezeti sugárvédelmét jelentősen növeli az utóbbi évtizedekben kifejlesztett gőzfejlesztő passzív hőelvonó rendszer, amely teljes feszültségvesztés esetén is hűteni tudja a reaktor aktív zónáját, a zónaolvadék-csapda, amely képes befogadni a megolvadt zóna anyagait, hűti azokat és csökkenti a robbanásveszélyes hidrogén fejlődését. A kettősfalú konténment a radioaktív anyagok környezeti kibocsátását



csökkenti annak révén, hogy a két fal közé kerülő radioaktív aeroszolok és radiojód csak szűrve kerülhetnek a szabadba.

**FELHASZNÁLT IRODALOM**

- [1] <https://www.paks2.hu/>
- [2] Zvonarev, Yu., Analytical and Experimental Studies for Core Catcher Development. 2013.  
[https://www.slideshare.net/psa\\_eps/vver-core-catcher](https://www.slideshare.net/psa_eps/vver-core-catcher)
- [3] <https://rosatom.ru/upload/iblock/0be/0be1220af25741375138ecd1afb18743.pdf>

A cikk elkészítésében közreműködött a Paks II. Zrt.

# SUGÁRZÁSMÉRŐ INTELLIGENS DETEKTOROK ALKALMAZÁSI LEHETŐSÉGEINEK ÖSSZEFOGLALÁSA

Petrányi János<sup>1\*</sup>, Vass Gyula<sup>2</sup>, Csurgai József<sup>2</sup>, Kátai-Urbán Lajos<sup>2</sup>

<sup>1</sup>GAMMA Zrt., Budapest

<sup>2</sup>Nemzeti Közszolgálati Egyetem, Budapest

\*osc2@freemail.hu

A kézirat beérkezett: 2021.01.31

Közlésre elfogadva: 2021.03.08

## INVESTIGATION SUMMARY OF INTELLIGENT RADIATION DETECTORS IN DIFFERENT APPLICATIONS

*Nowadays, intelligent devices are more often used in everyday life applications. This trend can also be observed in the field of radiation measurement. For several types of detectors, the term "intelligent" has been added to their name. But what makes a detector intelligent? In this publication, we are looking for an answer to this question. In our opinion, an intelligent detector is intelligent because it processes, analyses, and interprets the electrical signal that can be extracted from a sensor (e.g., a Geiger-Müller tube, a scintillation detector) and then runs various algorithms on the raw measurement data to generate useful information. This information supports user decision-making and work. The combination of different intelligent detectors can form a complete measurement system, which can monitor technologies, facilities or even entire countries. We investigate the applicability of intelligent detectors through some examples, thus proving the correctness of our definition of such devices.*

*Keywords: intelligent detectors, radiation protection measurements, radiation measurement*

*Mostanában egyre gyakrabban használnak intelligens eszközöket a mindennapi élet különböző területein. Ez a tendencia figyelhető meg a nukleáris mérés technikában is. Több detektortípus esetében is megfigyelhető, hogy a nevükbe bele került az "intelligens" kifejezés. De mitől is lesz intelligens egy detektor? Erre a kérdésre kerestük a választ ebben a közleményben. Véleményünk szerint egy intelligens detektor akkor intelligens, ha feldolgozza, elemzi és értelmezi az érzékelőből (pl.: Geiger-Müller csőből, szcintillációs detektorból) kinyerhető impulzusokat, majd különféle algoritmusokat futtat a nyers mérési adatokon, végül olyan hasznos információkat hoz létre, amelyek támogatják a felhasználói munkavégzést. Különböző intelligens detektorok összeépíthetők egy mérőhálózatba, amely felügyelhet technológiákat, létesítményeket vagy akár egész országot is. Néhány példán keresztül mutatjuk be az intelligens detektorok alkalmazhatóságát, ezzel igazolva az ilyen eszközökre felállított definíciók helyességét.*

*Kulcsszavak: intelligens detektorok, sugárvédelmi mérések, sugárzásmérés.*

## BEVEZETÉS

A sugárzásmérő rendszerek elsődleges célja, hogy a mérésből származó, lényeges információ a megfelelő formában, helyen és időben rendelkezésre álljon a felhasználó számára. A korai mérőeszközök feladata kizárólag a mért érték kijelzésére korlátozódott. A felhasználó feladata volt, annak eldöntése, hogy mit is kezd a mért eredménnyel. A legtöbb ma használt eszközbe már be van építve a riasztás képessége, pl.: ha a mért érték meghaladja az előre beállított riasztási küszöbszintet, akkor a mérőeszköz hang- és fényjelzést ad. A jövő eszközeitől azt várjuk, hogy javaslatot tegyenek arra, hogy a felhasználónak mit kell tennie egy adott riasztási

helyzetben, ezzel csökkentve egy hibás cselekvés okozta üzemzavar, vagy akár baleseti helyzet kialakulásának lehetőségét.

Jelenleg az ionizáló sugárzás méréséhez és az adatok kiértékeléséhez képzett személyre van szükség. Ezért van szükség olyan intelligens detektorokra, amelyek leegyszerűsítik a folyamatokat annyira, hogy a mérést minimális előképzettséggel rendelkező személy is kellő pontossággal képes legyen végrehajtani. Jelen közlemény nem ad teljes képet az intelligens detektorok alkalmazhatóságáról, mindösszesen egyetlen PhD disszertációban [1] szereplő eredmények összefoglalását tartalmazza. A PhD disszertáció intelligens detektorok katonai és katasztrófavédelmi célra történő használhatóságát vizsgálja.

## **KÖRNYEZETI MONITORING RENDSZEREK**

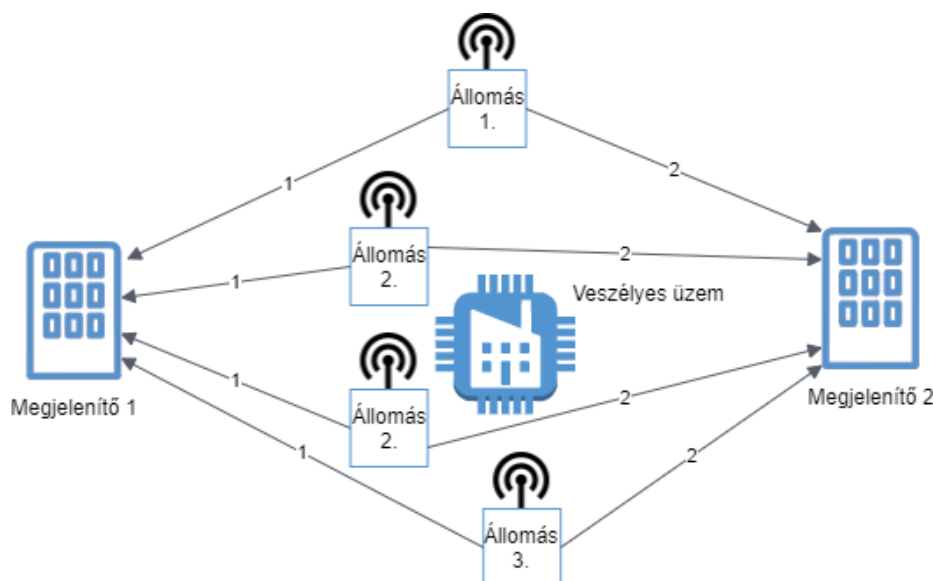
Az intelligens detektorok ideálisak környezeti háttérsugárzás-mérő monitoring rendszerek kiépítéséhez. A detektor ilyen esetben egy távmérő hálózatba kapcsolódik be. A hálózat összeállításához meg kell választani a szükséges komponenseket, definiálni kell az egyes részegységek feladatát.

Az intelligens detektorokon alapuló távmérő hálózatok lehetővé teszik, hogy a mért eredmények feldolgozása már a mérés helyén megtörténjen és a modern kor távközlési technológiájának köszönhetően az adat digitális formában a világ bármely pontján elérhetővé váljon.

Egy távmérő hálózat a következő elemekből tevődik össze: monitoring állomások, kommunikációs infrastruktúra, adatközpontok, adatátviteli infrastruktúra.

A legegyszerűbb monitoring rendszerhez szükség van egy sugármérő detektorra és egy adatközpontra. Amennyiben a sugármérő monitoring rendszernek az a feladata, hogy egy helyszínt folyamatosan felügyeljen, valamint a sugármérést és a megjelenítést két egymástól távol eső ponton kell megvalósítani, akkor a detektor és megjelenítő egység között ki kell építeni egy adatátviteli útvonalat. Az adatátvitel módja többféle is lehet, általában valamilyen szabványos kommunikációs felületen alapul. Abban az esetben, ha sok monitoring állomást kell összekötni, célszerű olyan kommunikációs adatátvitelt választani, amelyre korlátozás nélkül lehet állomásokat csatlakoztatni és az adatokat nagy távolságra lehet továbbítani. Erre a feladatra az Ethernet alapú adatátvitel a legmegfelelőbb technológia, amely használható vezetékes és vezeték nélküli adathálózaton keresztül. Az állomások kábeles összekötése költséges, ezért leggyakrabban vezeték nélküli (rádiós) megoldások kerülnek integrálásra. A megfelelő rádiós adatátvitel megválasztása elsődleges fontosságú. A hagyományos, polgári életben használt 3G/4G/5G technológiák ugyan könnyen elérhetők, de vész helyzetben nem garantált a működésük [2]. Léteznek kimondottan készenléti szervezetek számára használható adatátviteli technológiák (pl.: Egységes Digitális Rádiótávközlő Rendszer, más néven: EDR). Ilyen rendszerek segítségével vész helyzet esetén is nagy biztonsággal működtethetők a mérőrendszerek [3].

Magas rendelkezésre állású rendszereknél szükséges, hogy a rendszer rendelkezzen több adatközponttal is. Több adatközpont esetén az adatok szinkronizálása, az események nyugtázása felvet több műszaki kérdést, amelyekre jelen közleményben nem térünk ki részletesen. Egy ilyen, több adatközponttal rendelkező rendszer felépítése látható az 1. ábraán.



1. ábra Két adatközponttal működő távmérő hálózat felépítése. Forrás:[4].

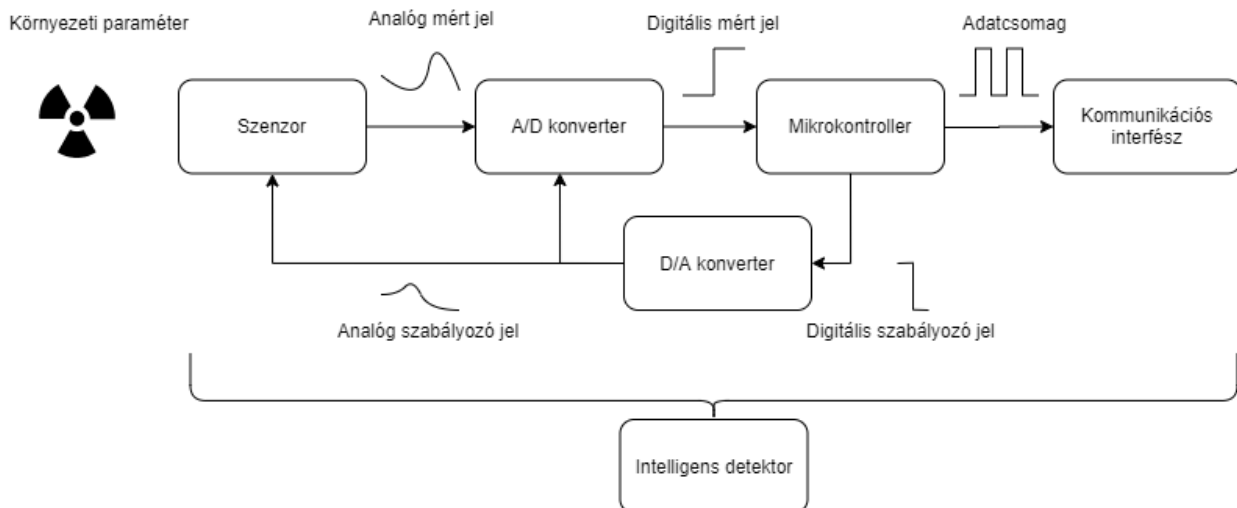
Az állomások általában rendelkeznek helyi adattárolási kapacitással. Ez a képesség lehetővé teszi a mért adatok tárolását a kommunikációs csatorna, vagy a felsőbb informatikai rendszer meghibásodása esetén is. Az állomáson tárolt adatok elküldésre kerülnek, miután a kommunikációs csatorna újra kiépült az adatközpont és az állomás között. A fejlettebb rendszerekben a riasztási adatsomagok megelőzik a normál mérési adatsomagokat [4].

A távmérő hálózat egyik legfontosabb eleme, az állomásra szerelt, mérési adatot szolgáltató detektor. Egy intelligens detektor a következő részekből áll:

- Érzékelő szolgáltatja a környezeti paraméterrel arányos analóg elektromos jelet.
- Analóg/digitális (A/D) konverter átalakítja a szenzorból származó analóg jelet digitális formába, ehhez elvégzi a szükséges jelillesztési és -kondicionálási feladatokat.
- A mikrokontroller feldolgozza a digitális jeleket és szükség esetén beavatkozik, például adott időközönként öndiagnosztikát végez, illetve kalibrálja a szenzort, annak érdekében, hogy a mért eredmény minden esetben (pl.: eltérő hőmérsékleten) pontos és megbízható legyen. A mikrokontroller további adatfeldolgozást, automatikus kiértékelést is képes végrehajtani, mint például izotóp azonosítás.
- Digitális/analóg (D/A) konverter segítségével a mikrokontroller képes beavatkozni az analóg jelfeldolgozásba, annak érdekében, hogy a mérés pontosabb legyen.
- Kommunikációs interfész formázza és szabványos protokollok szerint továbbítja a digitalizált mért értékeket a felsőbb informatikai rendszer irányába.

A részek kapcsolatait a 2. ábra mutatja be.

Az intelligens detektorok közül a szcintillációs elven működő detektorokat vizsgáltuk meg részletesebben, és azt tapasztaltuk, hogy a legtöbb szcintillációs detektor nem használható katonai és katasztrófavédelmi feladatokra, mert érzékeny a környezeti paraméterek változásaira. A hőmérséklet, páratartalom, rezgés és a külső elektromágneses sugárzás változása mind szignifikánsan befolyásolta a mért eredményeket.



2. ábra Az intelligens detektor felépítése. Forrás: Szerző saját műve

A mérést befolyásoló tényezők kiküszöbölésére több megoldási lehetőséget is megvizsgáltunk. Például egy megfelelően megválasztott burkolat megakadályozza, hogy a külső fény zavarja a mérést. A detektort mechanikai abszorberek segítségével ellenállóvá lehet tenni a mechanikai behatásoknak (például rezgéseknek). A kívülről érkező elektromágneses sugárzás hatását a detektorba beépített elektronikai védőgátak és a megfelelően kialakított védőföldelés küszöböli ki. A hőmérsékleti változások jelentős hibákat okoznak a mérési eredményben, ezért szükséges a szcintillációs detektorban hőmérséklet kompenzációt alkalmazni, amelynek alapja a hőmérséklet mérése és az etalon források segítségével történő automatikus kalibrálás. A detektor hőszigetelése megvédi a detektort a hirtelen hőmérsékleti változások hatásaitól.

Amennyiben NaI(Tl) szcintillátorral szerelt detektor nagy dózisteljesítményű térbe kerül, adott szint felett a detektor nem lesz képes feldolgozni a keletkező impulzusokat és a besugárzást követően adott ideig téves mérési adatokat fog szolgáltatni. Amennyiben ilyen esetre is fel kell készíteni a detektort, érdemes más szcintillátor anyagot választani, illetve az impulzus feldolgozásról anódáram mérésre átállni [5].

## SUGÁRKAPU RENDSZEREK

A szcintillációs elven működő detektorokat évtizedek óta használják sugárkapu alkalmazásokban. Az intelligens detektorok szerepe ilyen rendszerekben, hogy a rejtett radioaktív szállítmányok észlelése esetén a rendszer által biztosított információ minőségét javítsák, a riasztást követő felhasználói beavatkozást többlet információkkal támogassák.

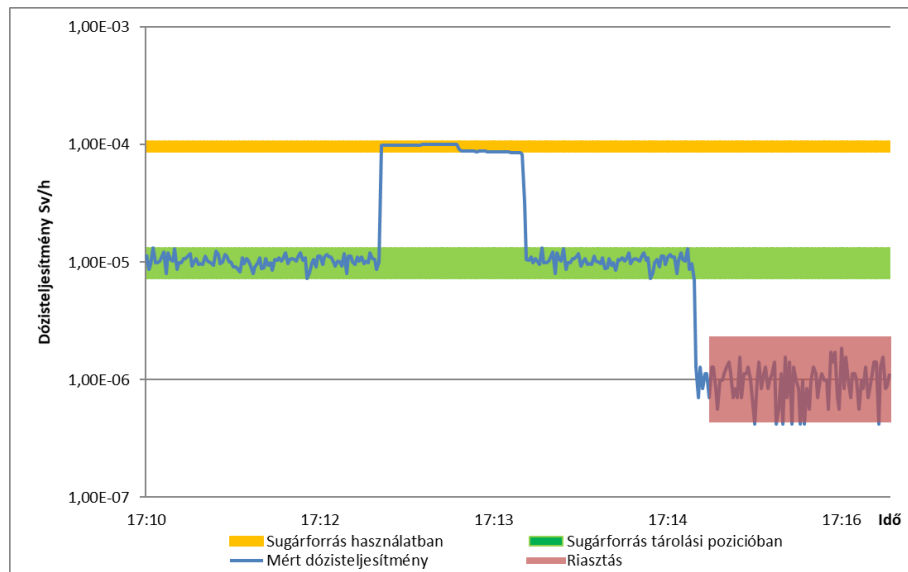
Ha egy sugárkapu nem elég érzékeny, vagy nem megfelelő algoritmussal működik, a rendszer szennyeződések fog átengedni az ellenőrzési ponton. Azonban a rendszer túl érzékeny sem lehet, mert a háttérsugárzás ingadozása miatt hamis riasztások fognak létrejönni. Egy kritériumrendszer segítséget nyújthat a sugárkapu rendszer kiépítői számára, hogy a legmegfelelőbb összeállítási, konfigurációs és működési eljárást alkalmazzák, amely javíthatja a rejtett radioaktív szállítmányok észlelésének hatékonyságát.

Az intelligens detektorok lehetővé teszik algoritmusok implementálását speciális célfeladatokra. Egy ilyen algoritmus segítségével a rendszer például meg tudja adni, hogy a riasztást kiváltó sugárzás természetes vagy mesterséges forrásból származik [6].

A sugárforrások fizikai védelmére már régóta megvannak a bevált biztonságtechnikai megoldások. Sugárforrásokat alkalmazó intézményekben általában vannak telepített sugármérő detektorok. A sugárkapukban használt algoritmus implementálásával a meglévő

sugázmérő egység alkalmassá tehető arra, hogy kiegészítő információt biztosítson a biztonsági rendszernek sugárforrás elmozdítása esetén. Ezzel a módszerrel új eszköz használata nélkül növelhető a biztonsági szint olyan telephelyeken, ahol sugárforrásokat tárolnak.

Az algoritmus lényege, hogy bizonyos előre definiált mérési tartományokban normál üzemmódban működik, míg minden más esetben figyelmeztetési jelzést generál. Az előre nem engedélyezett tartományba eső mért érték üzemzavarra, vagy a sugárforrás szabálytalan eltávolítására utalhat [7]. A sugárforrást felügyelő sugárkapu algoritmus normál és riasztási tartományait szemlélteti a **Hiba! A hivatkozási forrás nem található.**



3. ábra Sugárkapu algoritmus alkalmazása sugárforrások felügyeletére. Forrás: [7]

## GYALOGOS SUGÁRFELDERÍTŐ RENDSZEREK

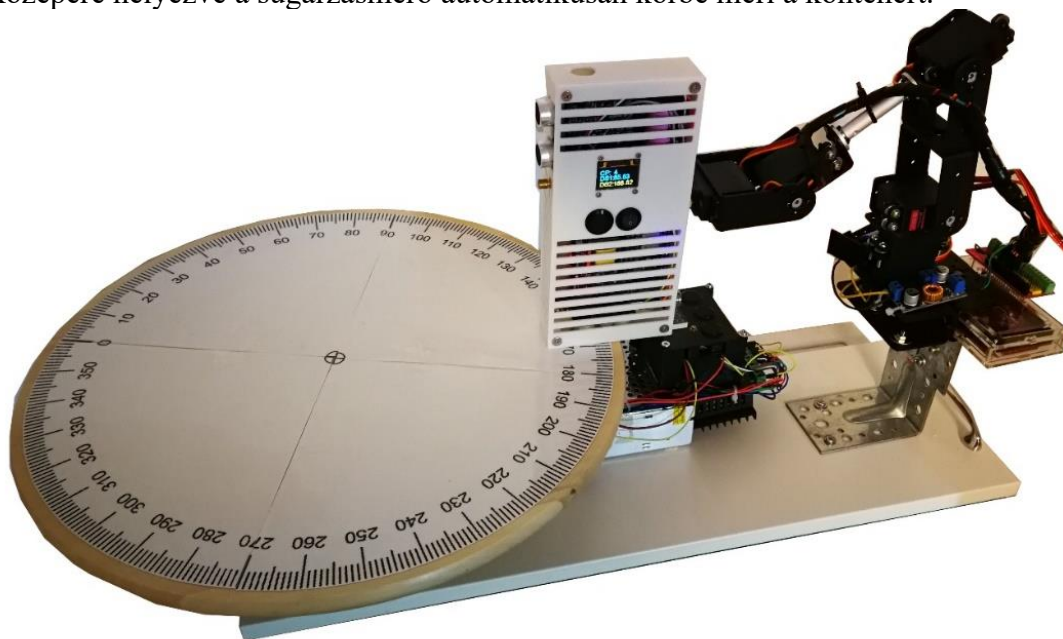
Gyalogos sugárfelderítés során gyakran használnak intelligens detektorokat. Tapasztaltuk, hogy rejtett vagy elveszett, kisméretű sugárforrások keresési feladat végrehajtása során több esetben is a sugázmérő műszerek vagy nem voltak elég érzékenyek, vagy nem rendelkeztek a szükséges irányfüggéssel ahhoz, hogy segítségükkel megtalálják a forrásokat. Az elvégzett vizsgálatok alapján az úgynevezett „forgatás” keresési módszer, egy hardver kiegészítő egység (ólom kollimátor gyűrű) és egy szoftveresen megvalósított kereső algoritmus adta a legjobb eredményt. Ezekkel a kiegészítésekkel a felderítést végző a lehető leghamarabb találja meg a sugárforrást, még akkor is, ha a közelben több rejtett sugárforrás is található.

A gyalogos sugárfelderítés hatékonyságának növelésén túl, az intelligens detektorok radioaktív szállítmányok ellenőrzési folyamatainak is jelentősen javíthatnak. Jelenleg a szállítmányok külső burkolatán végeznek csak ellenőrző méréseket dózisteljesítmény mérő eszközök segítségével, valamint formai követelmények alapján vizsgálják az úti okmányokat. Ez az ellenőrzés viszonylag könnyen kijátszható azzal, hogy nagy mennyiségű természetes radioaktív anyagot (pl. kerámiát, műtrágyát) tartalmazó szállítmány közé mesterséges radioaktív forrásokat rejtnek [8].

Mivel a legtöbb ellenőrzés nem teszi lehetővé, a küldemény megbontását, ezért csak roncsolásmentes külső mérési megoldások jöhetnek szóba.

A problémára megoldás lehet egy egyszerű alkalmazás, amely kiszámolja, hogy az úti okmányokban szereplő sugárforrás aktivitása mekkora sugárzási teret hoz létre a konténer falán, amely értéket aztán műszerrel le is lehet ellenőrizni.

A konténer külső falán mérhető sugárzási szint mellett vannak további mérhető adatok: tömeg, magasság és külső méretek, amelyek kiegészítve sugárzási adatokkal segíthetnek a szállított sugárforrás aktivitásának becslésében. Ezzel a módszerrel a szállítmány minősíthető az úti okmányokban szereplő adatok nélkül is, lehetővé téve az abban szereplő adatok validálását. Az elmélet igazolására létrejött egy kísérleti prototípus, amely a **Hiba! A hivatkozási forrás nem található.**án látható [9]. A prototípus áll egy forgózsámolyból és egy robotkarból, amelyre sugárzásmérő műszer van szerelve. A konténer a forgó zsámoly közepére helyezve a sugárzásmérő automatikusan körbe méri a konténert.

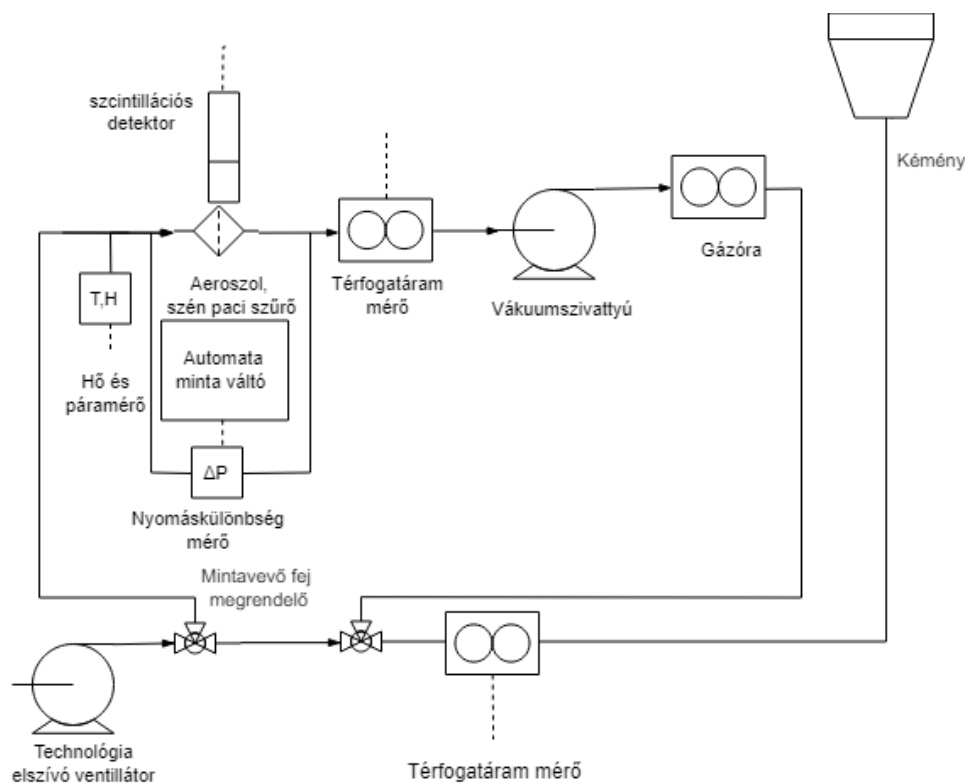


4. ábra Konténer vizsgáló kísérleti prototípus. Forrás: [9]

## KIBOCSÁTÁS-ELLENŐRZÉSI RENDSZEREK

Bizonyos sugárzó anyagokkal végzett tevékenységek légnemű szennyező anyagokat bocsátanak ki a környezetbe. A kibocsátás mérése elengedhetetlen, amennyiben igazolni kívánjuk, hogy az adott időszakra az előírt kibocsátási korlát alatt maradt a technológiából távozó radioaktív anyag mennyisége. A kibocsátás mérése több módszerrel is megvalósítható, de meg kell találni a technológiához leginkább igazodó megoldást, ehhez több szempontot is figyelembe kell venni. A lehetséges megoldás kiválasztásakor fontos szempont, hogy a mérőrendszer mellett végzett, sugárzással járó munkavégzés ne befolyásolja a mért eredményt. Intelligens detektorok integrálhatók ilyen rendszerekbe, például az 5. ábrán látható elrendezésben, ahol a mintázott légáramba iktatott szűrőn megtapadt szennyeződést méri a detektor. Szűrő eltömődés, szakadás, illetve túl magas sugárszint esetén a detektor kezdeményezheti a szűrő automatikus cseréjét.

Intelligens detektorok mérhetik és határozhatják meg a kibocsátás mértékét, akár közvetlenül a légtechnikai csőrendszerbe építve valós időben, vagy mintavételt követően utólagos kiértékeléssel [10].



5. ábra Online légnemű kibocsátás mérő rendszer vázlata. Forrás: [10]

## ÖSSZEFOGLALÁS

Intelligens detektorokat rendkívül széles körben lehet alkalmazni. Segítségükkel könnyen építhető távmérő, sugárkapu, felderítő vagy akár kibocsátás ellenőrző rendszer.

Az adott feladatra választott hardver és szoftver összeállítás határozza meg, hogy mennyire aknázzuk ki a korszerű technológiákban rejlő lehetőségeket. Jelen közleményben felsorolt alkalmazások csak egy apró szeletét mutatták be az intelligens detektorok felhasználási lehetőségeinek.

Intelligens detektorok abban tudnak segíteni, hogy könnyebben, pontosabban és biztonságosabban végezhesük a munkánkat.

## IRODALOMJEGYZÉK

- [1] J. Petrányi, “Research and development of intelligent detectors and systems for detection of ionizing radiation for military and disaster management applications,” NATIONAL UNIVERSITY OF PUBLIC SERVICE, 2020.
- [2] A. Majeed MPhil and G. Lahore, “Comparative Studies of 3G, 4G & 5G Mobile Network & Data Offloading Method a Survey,” *IJRIT Int. J. Res. Inf. Technol.*, vol. 3, no. 5, pp. 421–427, 2015, [Online]. Elérhető: [www.ijrit.com](http://www.ijrit.com).
- [3] Z. Kuris, “Az Egységes Digitális Rádiórendszer (EDR) alkalmazásának lehetőségei a rendészeti szerveknél,” *Hadmérnök*, vol. 5, no. 2, pp. 310–321, 2010, [Online]. Elérhető: [http://hadmernok.hu/2010\\_2\\_kuris.pdf](http://hadmernok.hu/2010_2_kuris.pdf).
- [4] J. Petrányi, “Sugárvédelmi monitoring rendszerek adatcsere protokolljainak vizsgálata,” *Védelem online tűz- és katasztrófavédelmi szakkönyvtár*, vol. 890, pp. 1–10, 2020, [Online]. Elérhető: <http://www.vedelem.hu/letoltes/anyagok/890-sugarvedelmi-monitoring-rendszerek-adatcsere-protokolljainak-vizsgalata.pdf>.



- [5] Petrányi, “Intelligens detektorok alkalmazása katonai és katasztrófavédelmi sugármérő műszerek fejlesztésében Magyarországon Gyalogos felderítés,” *Bolyai Szle.*, vol. 2018, no. 2, pp. 81–90, 2018.
- [6] J. Petrányi and A. Zsitnyányi, “Sugárkapu-rendszerek fejlesztése Magyarországon,” *Haditechnika*, vol. 54, no. 3, pp. 8–16, 2020, doi: 10.23713/ht.54.3.02.
- [7] J. Petrányi, “Intelligens sugármérő detektorok felhasználási lehetőségei radioaktív sugárforrások fizikai védelmi rendszerében,” *Védelem Tudomány*, no. 2020/3, pp. 91–104, 2020, [Online]. Elérhető: <http://www.vedelemtudomany.hu/articles/05-petranyi.pdf>.
- [8] J. Petrányi, A. Zsitnyányi, and G. Vass, “Gyalogos sugárforrás keresési módszerek és mérési összeállítások vizsgálata,” *Védelem Tudomány*, vol. IV, no. 3, pp. 83–95, 2019, [Online]. Elérhető: <http://vedelemtudomany.hu/articles/05-petranyi-zsitnyanyi-vass.pdf>.
- [9] J. Petrányi, “In Situ, Rapid Inspection Methods for Radioactive Material Transportation,” *Műszaki Katonai Közlöny*, vol. 29, no. 4, pp. 33–42, 2019, doi: 10.32562/mkk.20.
- [10] J. Petrányi, A. Zsitnyányi, L. Manga, Z. Sebestyén, L. Kátai-Urbán, and Z. Mesics, “Méréstechnikai módszerek vizsgálata légnemű radioaktív anyag kibocsátás elleni rendszerekben,” *Sugárvédelem*, vol. XIII., no. 1., pp. 1–8, 2020, [Online]. Elérhető: [http://elftsv.hu/svonline/docs/V13i1/Pet\\_V13i1.pdf](http://elftsv.hu/svonline/docs/V13i1/Pet_V13i1.pdf).

„Készült a SOMOS Alapítvány támogatásával”.

## EGYÉNI VÉDŐESZKÖZÖK ELLENŐRZÉSE RÖNTGENMUNKAHELYEKEN

Elek Richárd\*

Nemzeti Népegészségügyi Központ Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Főosztály,  
Országos Személyi Dozimetriai Szolgálat, 1221 Budapest, Anna u. 5.

\*elek.richard@osski.hu

A kézirat beérkezett: 2021.01.12.

Közlésre elfogadva: 2021.03.08.

*Evaluation of personal protective equipment at X-ray workplaces*

*Recommendations for the evaluation of personal protective equipment, lead aprons and such are available as international standards, but the requirements for these demands a well-developed laboratory, experience, a highly specific infrastructure. This article investigates what possibilities are available at hand for medical X-ray workplaces to check the different characteristics of personal protective equipment. It briefly describes methods to either quantitatively or qualitatively evaluate the effectiveness of the protective gear and lists further considerations for the selection of the appropriate protective equipment, that are overlooked in standards applicable for the determination of the shielding characteristics.*

*Keywords: personal protective equipment, lead equivalent, shielding evaluation, ergonomics.*

*Az egyéni védőfelszerelések, úgymint ólomköpenyek és egyéb eszközök értékelésére különböző ajánlások, mint nemzetközi szabványok rendelkezésre állnak, azonban ezek meglehetősen komoly tapasztalatot és laboratóriumi infrastruktúrát követelnek meg a vizsgálataikhoz. Jelen közlemény annak a kérdésnek járja körül, hogy milyen kulcsrakész lehetőségeik vannak az egyes orvosi röntgenmunkahelyeknek az egyéni védőeszközök különféle szempontú értékelésére. Röviden magyarázza azokat a módszereket, amelyekkel minőségi és mennyiségi értékelés végezhető a védőeszközök hatékonyságával kapcsolatban az egyes jellemzőik szerint, illetve a szigorúan csak az árnyékolóképesség értékelését előíró szabványokban közöltek felül további szempontokat is felsorol a megfelelő védőeszközök kiválasztásához.*

*Kulcsszavak: egyéni védőeszköz, ólomegyenérték, sugárgyengítés, ergonómia.*

### BEVEZETÉS

A Nemzeti Népegészségügyi Központ Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Főosztályához (NNK SSF) alkalmanként fordulnak olyan kéréssel röntgenmunkahelyekről dolgozók, hogy végezzük el számukra az újonnan beszerzett ólomköpenyeik vagy más védőfelszereléseik értékelését. Az NNK SSF ún. megfelelőségi vizsgálat keretében végzi a röntgenmunkahelyeken alkalmazott egyéni védőeszközök sugárgyengítésének minősítését, az [1] szabvány szerint. A szabvány előírásai szigorúak a geometriai elrendezés, a sugárminőség és a méréshez használt eszközök tekintetében. A megfelelőségi vizsgálat díja az előbbieket miatt leggyakrabban meghaladja egy adott védőeszköz beszerzési árát, tehát a tájékozódó konzultációk során arra terelődik a szó, hogyan végezhetnék el egyszerűen, a már meglévő röntgenberendezéseikkel a dolgozók az ellenőrzést.

## CÉLKITŰZÉS

A jelen közlemény tehát a röntgenmunkahelyeken alkalmazott védőeszközök fajtáit és vizsgálataik lehetőségeit tárgyalja. Elsősorban arra igyekszik választ adni, hogy a radiográfusok hogyan végezhetnek maguk ellenőrzést arra, hogy az egyes védőeszközöket alkalmazhatják-e a továbbiakban, illetve az itt leírt módszerek testreszabásával akár rendszeres rutinellenőrzéseket is bevezethetnek, ami a kórházi minőségirányítási rendszer része is lehet. Egy másik célja még támogatást nyújtani az egyes eszközök kiválasztásához és felsorolni a kiválasztásuk sajátos szempontjait.

## ESZKÖZÖK ÉS MÓDSZEREK

### *Alkalmazott védőfelszerelések*

Először is érdemes tisztázni, hogy milyen védőfelszereléseket alkalmaznak az orvosi röntgenmunkahelyeken. Az alábbiakban azok az eszközök szerepelnek, amelyek akár egyének viselhetnek, vagy szolgálják az egyének védelmét:

*Köpenyek.* Széles körben alkalmazott egyéni védőeszközök, amelyek a hasonló nevű ruhadaraboknak megfelelő kialakításúak, azaz köpeny alatt olyan védőeszközt értünk, amely takarja a hátat, a mellkast és legalább a gonádokat, tehát körkörös védelmet biztosít. Térd alá vagy fölé érő változataik is léteznek, de fontos szempont, hogy a köpenyhez hasonlóan kell belebújni. Elöl legalább egy, de gyakran tenyérnyi szélességet meghaladó részen két rétegben is átfed.

*Kötény.* Elsősorban a mellkas és a gonádok védelmét szolgálják, a hátat nem takarják. Térd alá vagy fölé is érhetnek. Ellentétben a köpenyekkel, ezeket a mellkas felől kell felvenni és a hátra fekvő rögzítőkkel megkötni vagy tépőzárral, csattal rögzíteni. Egyes kötények olyan kialakításúak, hogy a mellkas közepére eső felületükön nagyobb a sugárgyengítésük.

*Mellény.* Önmagában ritkábban alkalmazott eszköz, szinte kizárólag a megfelelő szoknyákkal vagy gonádvédőkkel együtt fordulnak elő a röntgenosztályokon. Lehetnek kötényszerű, hátul nyitott, vagy köpenyszerű, azaz hátul zárt modelljeik.

*Szoknya.* A deréktól leggyakrabban a térdig, vagy az alá érő, körkörös védelmet biztosító védőeszköz. Egy adott felületén két rétegben átfed, ami célszerűen a gonádok elé eső felület. Önmagában nem alkalmazzák.

*Gonádvédő.* Csak elöl, a gonádok védelmére használatos eszköz. Elsősorban a páciensek egyes röntgenvizsgálatainál ajánlható takarásként, dolgozók sugárvédelmére a fentiek alkalmasabbak.

*Pajzsmirigyvédő gallér.* A nyakat árnyékoló eszköz. Alkalmazását a [2] szabvány írja elő egyes munkahelyeken, illetve tiltja például a panoráma röntgenberendezéseknél a páciensek takarására, mert az belelőghat a felvételbe, így hibát okozhatna.

*Kesztyűk.* Egy- és ötujjas kivitelben készülnek, különböző sugárgyengítéssel és ennek megfelelően eltérően akadályozhatják a finommotoros mozgásokat. Alapos körütekintést igényel a kiválasztásuk és használatuk, minden alkalommal érdemes mintadarabot kérni a beszerzés előtt.

*Szemüveg.* A szemlencse dózisegyenérték-korlát csökkenése miatt az elmúlt években megnövekedett népszerűségnek örvendenek. Különböző formatervezésű modellek, akár dioptriás, tehát személyre szabott változatban is készülnek. Elsősorban intervenciós munkahelyeken javasolt a használatuk az eljárást végző orvosoknál.

*Áttekintő pajzs.* Ismert még mennyezeti függesztésű pajzsként is. Közös tulajdonsága ezeknek, hogy szabadon mozgatható bizonyos tartományon belül és egyes átvilágító eljárásoknál alkalmazhatóak a szórt és szivárgó sugárzás elleni védelem céljából.

*Vért.* Olyan védőeszközöket értünk ez alatt, amelyek egy adott berendezéshez rögzítettek. Lehetnek elforgathatóak egy adott tengely mentén, illetve nem ritka olyan kivitelezésük sem, aminél egymással átfedő lamellákból áll a vért.

*Paraván.* Különböző magasságig érő falak, árnyékolások, leggyakrabban mozgatható kivitelűek. Lamellás, függönyszerű kialakításúak is lehetnek.

## **AZ ALKALMAZOTT VÉDŐESZKÖZÖK ÉRTÉKELÉSÉNEK SZEMPONTJAI ÉS VIZSGÁLATUK**

Az optimalás egyik alapvetése, hogy az ALARA elve (vagyis az „észszerűen elérhető legalacsonyabb”) szerint történjen e folyamat. A védőfelszerelések kiválasztásakor az észszerűség kielégítése megköveteli, hogy az alábbiakban felsorolt szempontokat figyelembe vegyük és az egyes eszközök beszerzése során körültekintéssel járjunk el.

*Sugárgyengítő képesség.* Minden egyes röntgensugárzási elleni védelemre szánt eszköz egyik legfontosabb műszaki adata. Megadása az eszköz jellegétől függően eltérhet, ami lehet ólomgyenértékben (Pb mm) kifejezett számszerű érték, vagy gyengítési arány. Mindkét esetben csak akkor tekinthetjük korrektnek e tulajdonság ismertetését, ha meg van adva a számszerű érték, a mértékegység, illetve az, hogy mely sugárminőségen vizsgálta vagy vizsgáltatta a gyártó az adott eszközt. Az akkreditált vizsgálati jegyzőkönyvek kiadásakor egy további paraméter is szerepel a számszerű érték után, mégpedig a kiterjesztett mérési bizonytalanság becsült mértéke (pl.  $k=2$ , azaz 95%-os konfidenciaszint mellett). Példa tehát egy korrekt meghatározásra: 0,53 mm Pb ( $\pm 0,03$  mm Pb;  $k=2$ ) @ 80 kV.

Az egyes eszközök árnyékolásához használt anyagok anyagi minősége befolyásolja a sugárgyengítő képességet. A védőeszközök alkalmazásakor ugyanis az ólom használata kezd visszazorolni környezetvédelmi és ergonómiai okok miatt. Megjelentek a korábbi „ólomgumi” keverékek mellett az antimon és a bizmut, illetve az ezekből felépített ólommentes védőeszközök. Ezek hasonló sugárgyengítéssel bírhatnak az ólomhoz, kisebb tömeg mellett. Itt azért nem az azonos kifejezés szerepel, mert a sugárgyengítő képesség a fotonenergia és az anyag függvénye, tehát még inkább fontos szerepelnie annak, hogy az adott sugárgyengítő képességet milyen sugárminőség mellett vizsgálták. A sugárgyengítő képesség meg kell feleljen annak, amit a munkahelyen közreműködő sugárvédelmi szakértő megállapít a munkahellyel egyeztetve. Ezt a követelményt a [2] szabványból vezethetik le, illetve egyéni tervezést is végeznek. Az egyes eszközök által biztosított védelemnek olyan kialakításúnak kell lennie, hogy minden, a szabályos munkavégzés során szükséges testhelyzetben biztosítsa a védelmet mindazokra a szervekre és szövetekre, amelyeket védeni kívánnak az expozíció során. E vizsgálati szempontnak az értékelését később részletezi e közlemény.

*Ergonómia.* Az egyes védőeszközökre vonatkozó szabványok [1, 3, 4] egy kevésbé kiemelt szempontja az ergonómia, amely azonban a mindennapi használhatóságukat meghatározza. Néhány gyártó a köpenyeikbe párnázatot varr, vagy olyan megoldásokat alkalmaz, amivel hosszabb ideig viselhető az akár 10 kg tömeget is elérő köpeny. Az eszköz tömege ergonómiai szempont, mert kóroki tényező lehet a mozgásszervi bántalmak kialakulásához [5]. Az Európa Tanács irányelve [6] szerint a védőfelszerelést úgy kell megtervezni, hogy a felhasználó mozgását, testtartását vagy helyváltoztatását ne korlátozza egy hosszabb expozíció alatt. Az irányelvnek való megfelelés nem vonja maga után azt, hogy az adott védőeszköz tartós viselése egy adott személy számára nem lesz kényelmetlen, ezért érdemes mintadarabot kérni a forgalmazóktól, hogy értékelhessék azt a későbbi felhasználóik. Az egyéni védőeszköz a ruhákhoz hasonlóan mérettel bír, megfelelően illeszkednie kell, tehát

csak a felhasználó testméretének megfelelő méretű eszközt érdemes alkalmazni. Az egyéni védőeszközök címkéi és azonosítói megadják, hogy milyen személynek javasolják használni a gyártók, ugyanakkor akárcsak egy ruhadarabnál, azt érdemes felpróbálni és értékelni a használatát.

*Burkolatok, felületek.* Az egészségügyben alkalmazott eszközök esetén kiemelten fontos, hogy a felhasznált anyagok könnyen tisztíthatóak legyenek a megfelelő szerekkel. A védőeszközöket gyártói, ha a termékük megfelel a [2] és [3] szabványnak, akkor a hozzájuk tartozó dokumentáció tartalmaz előírást arra, hogy milyen tisztítószer alkalmazható a védőeszköz fertőtlenítésére, tisztítására.

*Optikai jellemzők.* Mindazoknál az eszközöknél, amelyeken át kell tekintsenek a dolgozók, a fényáteresztő-képesség is kulcsfontosságú. Ezt a tulajdonságot általában a látható fény spektrumára, %-ban kifejezve adják meg a gyártók. A vizsgálat mintadarabon, vagy már alkalmazott védőeszközökön is elvégezhető szemrevételezéssel.

*Tárolás.* Elsősorban a köpenyek, mellények, kötények és szoknyák, gonádvédők esetén van jelentősége a tárolás módjának. A tárolást úgy kell megvalósítani, hogy azok ne töredezzenek, ne hajoljanak meg éles szögben, vagy gyűrődjenek meg. Erre a megfelelő teherbírású fogasok, tartók, tárolók alkalmasak. A már említett védőeszközök gyűröttségét, töredezettségét akár tapintással is ellenőrizhetjük. Fellógatott állapotukban két tenyerünkkel végigsimítva-tapogatva azokat megállapítható, hogy egyenletesen oszlik-e el bennük a védelmet biztosító anyag, nem töredezett meg vagy hullott le.

*Ár.* A szempont utolsóként szerepel, ugyanakkor a legkritikusabb a legtöbb beszerzés során. Az adott védelem kialakításának az ára, vagy a védőeszközök beszerzési költségei az előbbi mérlegelési szempontok mellett jelentős tényező lehet, például az átvilágító röntgenmunkahelyeken, ahol nagyszámú személy működhet közre a műtétek, beavatkozások során. A legdrágább köpenyek darabja akár százezres nagyságrendű tétel is lehet, egy komplett műtő felszerelése és több műtői „team” esetén ez már számottevő költséget jelent.

A fenti felsorolásban nem került külön kiemelésre a *képzés*, ami magától értetődő sokszor, ugyanakkor a hatósági személyi dozimetriai ellenőrzések során nem egyszer tapasztalható, hogy röntgenmunkahelyek dolgozói a dózismérőiket a köpeny fölött, az azokon gyakran elhelyezett zsebben tárolják. A magyarországi előírások szerint a dózismérőt a köpeny alatt, szívtájékon kell viselni.

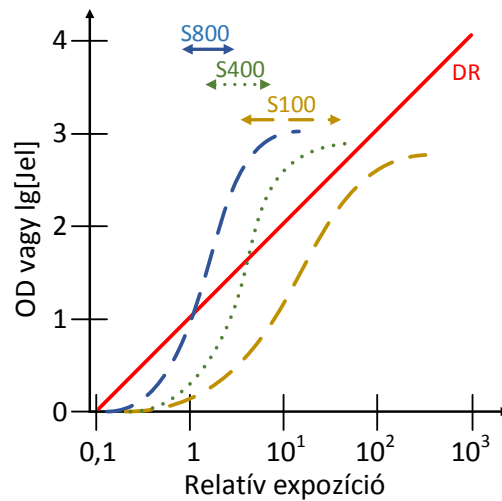
## SUGÁRGYENGÍTŐ KÉPESSÉG ÉRTÉKELÉSÉNEK MÓDSZEREI

A röntgenmunkahelyeken felhasznált, egyéni sugárvédő eszközökben alkalmazott árnyékoló anyagok vizsgálatára a már hivatkozott szabvány [1] alkalmas. Emellett akad közlemény a szakirodalomban, amely ionizációs kamra segítségével a visszaszórást is figyelembe véve [7] végzett ellenőrzések eredményeiről számol be. Az ilyen jellegű közlemények komolyabb műszereket igényelnek, legalább kalibrált ionizációs kamrát és tapasztalatot, a szabványban leírt körülményekhez hasonló feltételeket.

Néhány újabb közlemény összehasonlító vizsgálatot mutat be az adott védőeszköz sugárgyengítésének meghatározására, különböző vastagságú rézlemezkek sorozatával [8], vagy éppen ólomlemezkekből épített sorozattal [9]. Utóbbiak azért érdekesek jelen közlemény szempontjából, mert az intézményeknél meglévő, a felvételi röntgenberendezéseikbe szerelt digitális képreceptort alkalmazták az elemzéseikhez.

Az elvi alapja annak, hogy a képreceptorral becsülhető egy anyag sugárgyengítése már a röntgenfilmek alkalmazásakor is érvényes volt, ezért lehet velük képet alkotni. A röntgenfilmek esetén a Hurter-Driffield görbe írja le a film dózis–feketedés összefüggését, azaz az expozíció függvényében a film optikai denzitását (OD). Az 1. ábrán különböző

érzékenységi (S=speed, magyarul érzékenység) filmek szenzitometriai görbéi és azok lineáris szakaszai láthatóak. Ezek mellett feltüntettem még a digitális képreceptorok válaszfüggvényét is, ami gyakorlatilag lineárisnak tekinthető a filmeknél jóval szélesebb dózistartományban. A felvételezendő anatómia a lineáris szakaszon képezhető le a legelőnyösebben.



1. ábra: Hurter-Driffeld szenzitometriai görbe

Amíg a hatósági személyi dozimetriai ellenőrzésekhez filmeket alkalmaztunk, addig szintén a görbék ezen szakaszát „használtuk ki” dozimetriai célból. A digitális képreceptor széles dinamikatartománya elméletileg alkalmassá teszi arra is, hogy a sugárgyengítést meghatározzuk, mintha egy mérőműszer lenne. Az egyes anyagok sugárgyengítését az ismert összefüggés írja le (1):

$$I = I_0 e^{-\mu x} \quad (1)$$

ahol

- $I$ : a gyengített intenzitás,
- $I_0$ : a nyáláb gyengítetlen intenzitása,
- $\mu$ : a sugárgyengítési tényező,
- $x$ : a sugárgyengítő anyag vastagsága.

Az előbbi közlemények megismerése mellett saját kutatást végeztem, amelyhez egy referenciaként szolgáló ólomlemez-sorozatot állítottam össze. Ennek egyes részei 0,12 ( $\pm 0,01$ ); 0,22 ( $\pm 0,01$ ); 0,34; 0,41 ( $\pm 0,01$ ); 0,63; 0,75; 0,83 ( $\pm 0,02$ ); 1,24; 1,46; 1,58 mm vastagságú, hengerelt ólomlemezektől, 0,25 és 0,5 mm névleges ólomgyengítéskénti ólomgumi lapokból, illetve 0,5 ( $\pm 0,02$ ); 1,0; 1,5; 2,0; 2,5 mm vastagságú ólomlemezektől állnak. Az aláhúzások az átfedéssel adódó lemezvastagságokat, a zárójelbe tett értékek a mintavétellel mért vastagságok tűrését, azaz minimumát és maximumát jelölik. A lemezek tényleges vastagságát legalább 10 pont mérésének átlagából adtam meg, amelyet nóniuszkálás mikrométerrel végeztem.

A vizsgálatok során Carestream DRX-1 Ascend, Siemens Ysio Max és Philips Digital Diagnost C50 típusú röntgenberendezésekkel készítettem 60, 80, 100, 125 és 150 kV csőfeszültségek mellett, kiegészítő szűrés nélkül, 10 mAs röntgensóáram-idő szorzat beállításával felvételeket. A szellemképesedés elkerülésére alacsony röntgensóáram-idő szorzattal készültek a felvételek, azonban ez megnövelte a képzajt. A képalkotáshoz digitális sikképreceptort alkalmaznak, amely cézium-jodid (CsI:Tl) vagy gadolínium-oxiszulfid ( $Gd_2O_2S:Tb$ , „GOS” vagy „Gadox”) szcintillátor segítségével alkot képet. A Siemens gyártmányú berendezéseken kereken 80 kV nem, csak 81 kV állítható be, az eredményeket

közlő szakaszban ezért ez a berendezés is 80 kV értékkel szerepel. A névleges teljes (állandó) szűrésük legalább 2,5 mmAl egyenértékű.

Minden felvételkedészítést megelőzően, az egyes berendezéseknél ellenőriztem a röntgenberendezések csőfeszültségének a pontosságát (<2,5%) a vizsgálati tartományban és a sugárzás-kibocsátásuk reprodukálhatóságát (<1%).

Az elkészült felvételeket az ImageJ, ingyenes, nyílt forráskódú szoftverrel értékeltem ki. A felvételeken kb. 1 cm<sup>2</sup> méretű tárgyérdekű területeket (region of interest, ROI) jelöltem ki, amelyeket az egyes lemezek leképezett részletein helyeztem el úgy, hogy azok homogén részekre kerüljenek. A ROI-k mérete, így az azokba eső pixelek számossága kompenzálja a felvételek alacsony röntgenszórási-idő szorzataiból származó zajosságot. Az egyik berendezésből nem volt mód kinyerni a nyers, képi utófeldolgozástól (flat-field, kiemelések) mentes felvételeket, amelyek a „for processing” címkét viselik, ezért e felvételeken csak olyan ROI-kat jelöltem ki, amelyek nem a leképezett lemezek széleihez (>5 mm) estek közel, ez jelentősen befolyásolta az eredményeket.

Az említett közleményekkel [8, 9] azonos módon a mért pixelértékek (PV) adott ROI-ba eső átlagait (MPV) és az adott sugárgyengítő lemezek ólomgyenértékét (mm Pb) vetettem össze. A kijelölt ROI-kat a 3c. ábra mutatja be. A pixelérték megfelel a monitoron megjelenítendő szűrkeskáláértéknek vagy fényességnek, a filmes technikához hasonlóan a világosabb részletek kevésbé exponáltak, ezt a megjeleníthető legnagyobb fényességhez, pixelértékhez közelebb eső számérték jellemez.

A fentiekben túl meghatároztam a pixelértékek tapasztalati szórását (SD PV), illetve azok minimális (Min PV) és maximális értékeit (Max PV). Utóbbi három paraméter tájékoztatásul szolgál a lemezek homogenitásáról, és elsősorban ellenőrzési célt szolgált a meghatározásuk. Az említett közleményekben megadott görbeillesztési módszerekkel, vagy éppen az Archer-féle képlettel [10] ellentétben az ólomgumi lemezek tényleges ólomgyenértékének meghatározására az egyszerű lineáris interpolációt alkalmaztam a szomszédos adatpontok között (2. képlet), a kellően részletes felbontású lemezsorozat és a mérést terhelő egyéb hibák jelentős torzító hatásai miatt. Megjegyzendő, hogy nem elengedhetetlen táblázatkezelő program használata a mérési eredmények kiértékeléséhez, az segítséget nyújthat a feldolgozás során.

$$x = x_1 + (MPV_x - MPV_1) \frac{x_2 - x_1}{MPV_2 - MPV_1} \quad (2)$$

ahol

$x$ : az ismeretlen ólomlemez vagy ólomgumi vastagsága,

$x_1$ : az ismeretlen ólomlemeznél vékonyabb ólomlemez ismert vastagsága,

$x_2$ : az ismeretlen ólomlemeznél vastagabb ólomlemez ismert vastagsága,

$MPV_x$ : az ismeretlen ólomlemezhez tartozó átlagos pixelérték,

$MPV_1$ : az ismeretlen ólomlemeznél vékonyabb ólomlemezen mért átlagos pixelérték,

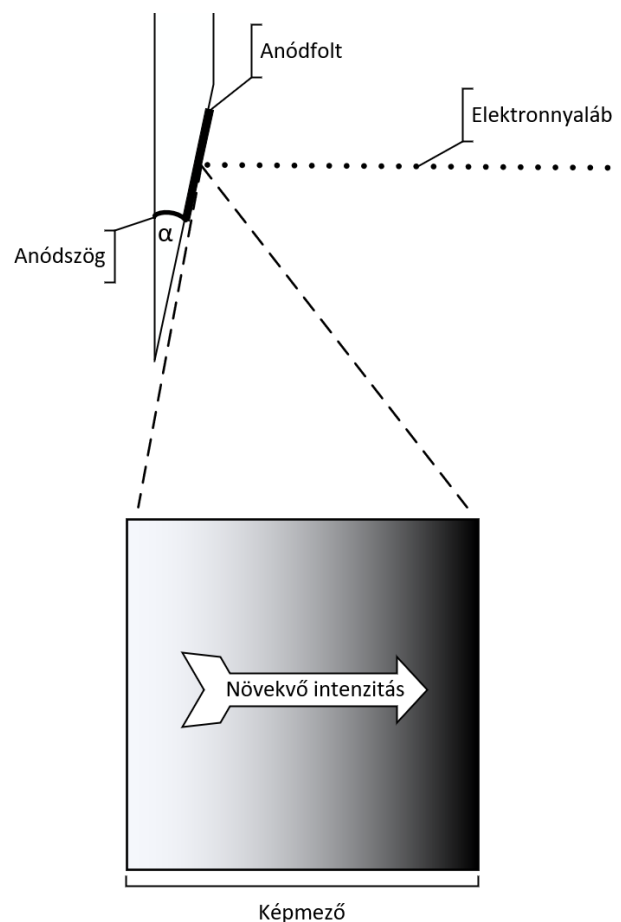
$MPV_2$ : az ismeretlen ólomlemeznél vastagabb ólomlemezen mért átlagos pixelérték.

Hagyományos értelemben az ólomlemez sugárgyengítő képességének vizsgálatokor egyre csökkenő válaszjeleket kellene kapjunk a detektoroktól, azonban a lineáris interpoláció és az összehasonlítás módszerével nem feltételezünk semmilyen fizikai modellt a képreceptor működéséhez, így a [8] és [9] közleményekben közöltekkel ellentétben az értékeléshez nem kell a pixelértékeket invertálni. A fizikai modell elhanyagolása miatt akár foszforlemez (Computed Radiography, CR, számítógépesített radiológiai) képalkotókkal is alkalmazhatóak az itt leírtak, amennyiben az alkalmazott ólomlemez-sorozat elég kis lépésközű a vizsgált

tartományban, vagy linearizálták a képreceptor választ [11], mivel a CR képalkotók nem-lineáris válaszuak.

A mérést torzító hibák közé tartozik az anódsarok-jelenség, amely abból adódik, hogy a röntgensöről kilépő fotonok nem egyenletes eloszlásúak, sem mennyiségi, sem minőségi tekintetben. Az anód tompaszögű a katódból kilépő elektronok pályájához képest, amit az elektronok pályájára merőleges síkkal bezárt hegyesszöggel jellemzünk ( $\alpha$ ). Ez a felvételi röntgenberendezések esetén kb.  $15^\circ$ , az anódból kilépő fotonok mennyisége a katódcsésze irányában növekszik a képmzőn. Ezt a jelenséget igyekszik szemléltetni a 2. ábra is. További bizonytalanságot eredményez a képreceptor érzékenységének inhomogenitása és a ROI-k kijelölésének bizonytalansága, illetve a nagyobb csőfeszültségeken előforduló visszaszórás, az ólomlemezek sajátos inhomogenitása mellett.

A felvételek szemrevételezéses ellenőrzésekor a képkéértékelő program kontraszt/fényesség beállítására szolgáló ablakoló funkcióit is felhasználtam.



2. ábra: Az anódsarok jelenség illusztrációja

## EREDMÉNYEK

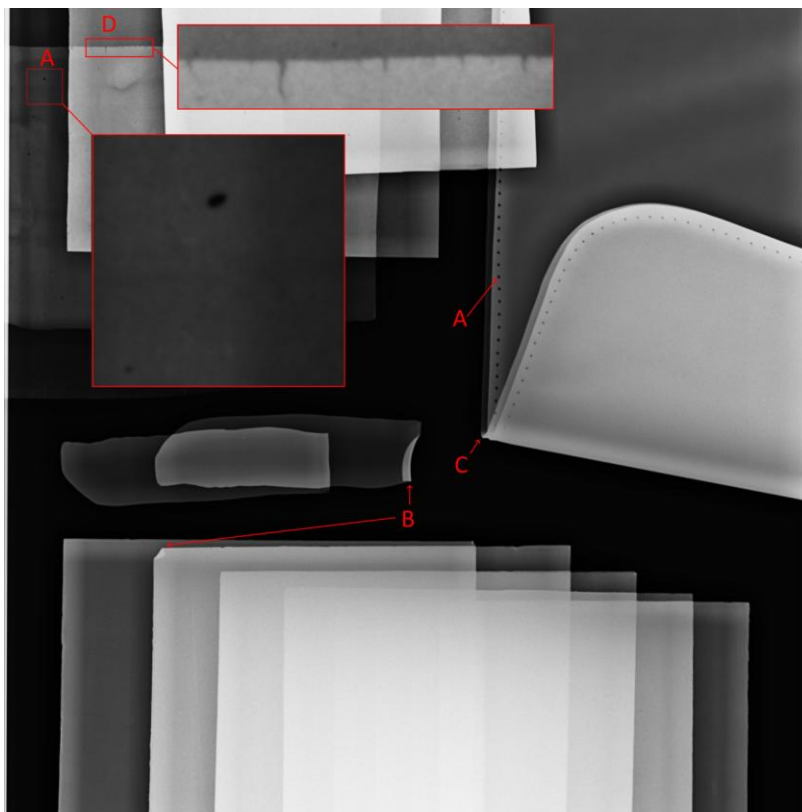
Az egyes védőeszközökről készült felvételek alkalmasak még arra is, hogy a szemrevételezéssel, vagy akár a tapintással nem észlelhető hibákat is felderíthessük.

A 3a. ábrán látható példaként az egyik mérési elrendezés, feliratozva az egyes vizsgált lemezeket. A következő képen az azonos irányba forgatott, 80 kV röntgensőfeszültség mellett készült röntgenfelvételük tekinthető meg (3b. ábra).

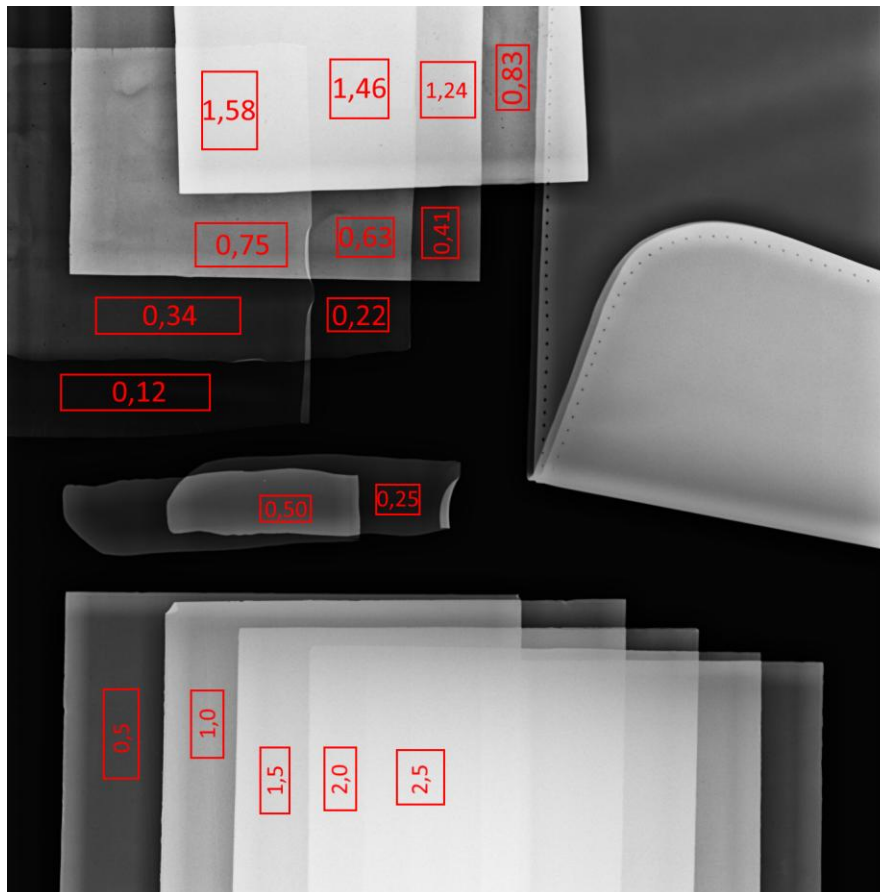




3a. ábra: Mérési elrendezésről készült fényképfelvétel



3b. ábra: Adott mérési elrendezésről készült röntgenfelvétel 80 kV csőfeszültség beállításával



3c. ábra: A mérésekhez kijelölt ROI-k és az azokhoz tartozó ólomgyenértékek

A felvételen jól látszanak az egyes betűjelekkel jelzett részletek, amelyeket kiemeltem:

„A”: Egyes ólomlemezeken, itt a 0,12 mm vastagságún, apró lyukak figyelhetőek meg. Ez a pixelértékek vizsgálatakor a csőfeszültségtől függő, megjeleníthető minimális szürkeértékként számszerűsíthető. Ezek az ólomlemez vékonyítása, a hengerlés során keletkezett lyukak. Nagyobb (kb. 1 cm<sup>2</sup> területű ROI kijelölése mellett az ebből adódó hiba nem számottevő (<2%). Hasonló hiba figyelhető meg a jobb oldalon, a kötény szegésénél.

„B”: Az ólomlemez és az ólomgumi „szamárfüles”. Az effajta hiba az egyéni védőeszközöknél gondot jelent, az ólomgumi az ilyen éles hajlítások mentén könnyen széttöredezik.

„C”: Jól látható, hogy a kötény két belső ólomgumi rétegből tevődik össze. Ezt a kontrasztban eltérő, párhuzamos kontúrokból állapíthatjuk meg, a kötény pereme „életlennek” hat.

„D”: Az ólomlemez széle repedezett. Sajnos ez a jelenség itt szintén az alkalmazott, hengerlési technológiából adódik. Az egyes ólomgumi védőeszközök esetén az anyag szintén mutathat hasonló mintázatot, ami abból adódhat, hogy a gumi kiszárad és megrepedezik.

Az ólomlemezek pereménél megfigyelhető az is, hogy a példaként hozott berendezés esetén nem volt kinyerhető a nyers felvétel, a fényesség itt nagyobb, tehát élkimielést végzett a képfeldolgozó.

Az 1. táblázat összesíti az egyes ROI-k mérési eredményeit (MPV). A berendezéseket római számú jelzet azonosítja, így azok nem azonosíthatóak, de a táblázatokat követő, az 1. táblázat eredményeit ábrázoló diagramokon leolvasható a hozzájuk tartozó, függvényként adódó érték.

1. táblázat: Ólomlemezek vastagsága és a rajtuk mért átlagos pixelértékek

Jelzet	U (kV)	Ólomlemezek									
		Pb (mm)									
		0,12	0,22	0,34	0,41	0,63	0,75	0,83	1,24	1,46	1,58
I.	60 kV	23583,1	31834	47777	48569	57095	59245	60854	60512	59512	58085
	80 kV	3005	2217	7556	<u>8876</u>	<u>19728</u>	27891	29991	43685	48053	50777
	100 kV	1740	1199	1303	1221	1676	4796	6913	18020	18707	28183
	125 kV	1016	968	827	820	746	690	1000	5121	9186	11360
	150 kV	708	667	660	642	452	402	653	1294	3471	3888
II.	60 kV	1239	1564	2147	2205	2523	2727	2950	3078	3272	3519
	80 kV	1051	1344	1746	<u>1969</u>	<u>2400</u>	2555	2649	3110	3377	3604
	100 kV	959	1221	1789	1869	2326	2528	2704	3125	3358	3566
	125 kV	851	856	1317	1526	1997	2207	2431	3050	3321	3565
	150 kV	1132	1093	1106	1215	1878	2067	2326	3020	3330	3516
III.	60 kV	169	331	948	1189	2391	2982	3228	3339	3405	3448
	80 kV	162	244	479	<u>631</u>	<u>1358</u>	1908	2114	3114	3401	3523
	100 kV	181	212	386	475	987	1365	1495	2501	2970	3202
	125 kV	328	318	359	449	892	1283	1385	2484	2890	3058
	150 kV	394	390	378	393	692	1012	1185	2252	2630	2849

2. táblázat: Ólomgumi és nagy vastagságú ólomlemez sorozat átlagos pixelértékei

Jelzet	U (kV)	Ólomgumi		Ólomlemezek				
		Névl. Pb (mm)		Pb (mm)				
		0,25	0,5	0,5	1	1,5	2	2,5
I.	60 kV	41783	57642	57555	61029	60750	61014	60689
	80 kV	5429	19749	<u>16947</u>	37711	45575	50221	50718
	100 kV	1111	2516	1939	10483	23929	31216	33107
	125 kV	1343	1269	1031	2326	11222	16573	18752
	150 kV	822	922	760	496	5250	9386	11884
II.	60 kV	1862	2306	2446	2715	2646	2588	2728
	80 kV	1650	2243	<u>2252</u>	2887	3025	3181	3118
	100 kV	1416	2189	2152	2913	3123	3310	3365
	125 kV	837	1844	1705	2722	3197	3477	3391
	150 kV	1113	1516	1492	2632	3234	3509	3462
III.	60 kV	510	1558	1512	2653	2807	2962	3088
	80 kV	333	1023	<u>885</u>	2124	2787	3087	3457
	100 kV	272	728	622	1779	2619	3213	3294
	125 kV	328	678	555	1610	2460	3011	3240
	150 kV	394	513	443	1379	2258	2894	3032

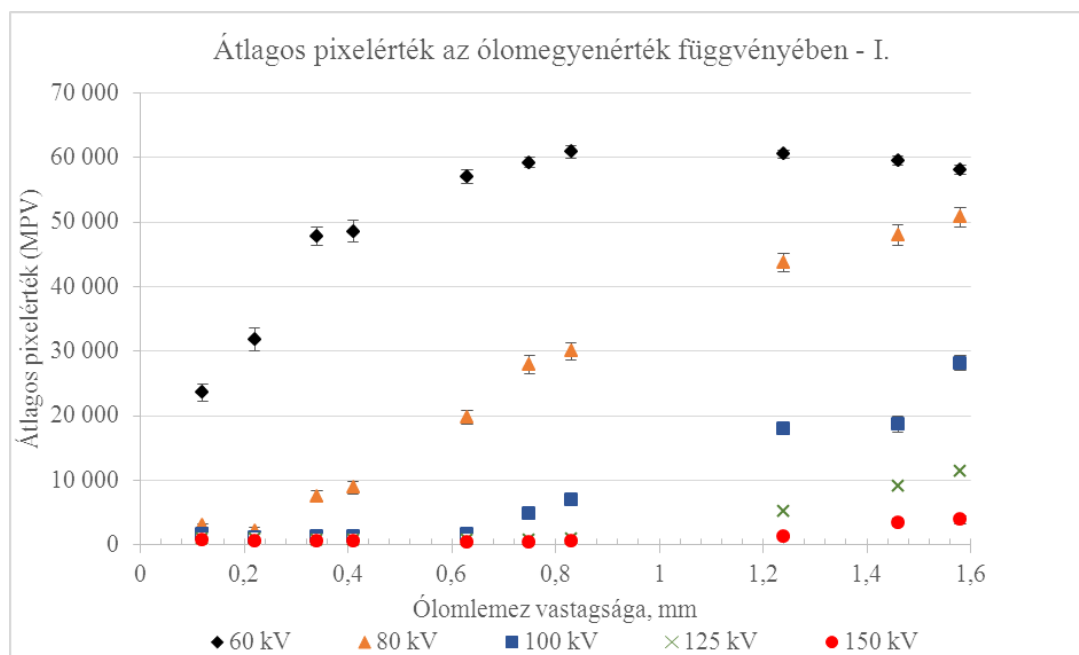
A diagramokon jól látszik, hogy a nagyobb csőfeszültségeken (125 és 150 kV) a berendezések képreceptorai által kapott pixelértékek nem növekednek az ólomlemez vastagságával arányosan. Ez egyfelől a visszaszórásból adódik, vagyis a képreceptor mögött elhelyezkedő, a Bucky szerkezetében található elemek miatt, valamint olyan jelentéktelen mértékű a 0,12...0,42 mm vastagságú ólomlemez sugárgyengítő hatása ilyen

fotonenergiákon, hogy az ezekből származó, leképezett pixelérték is elhanyagolható lesz. Számottevő még a képreceptorok érzékenysége is e fotonenergiákon. Ezen okok miatt érdemes a 80–100 kV tartományra szorítkozni a következő számítással.

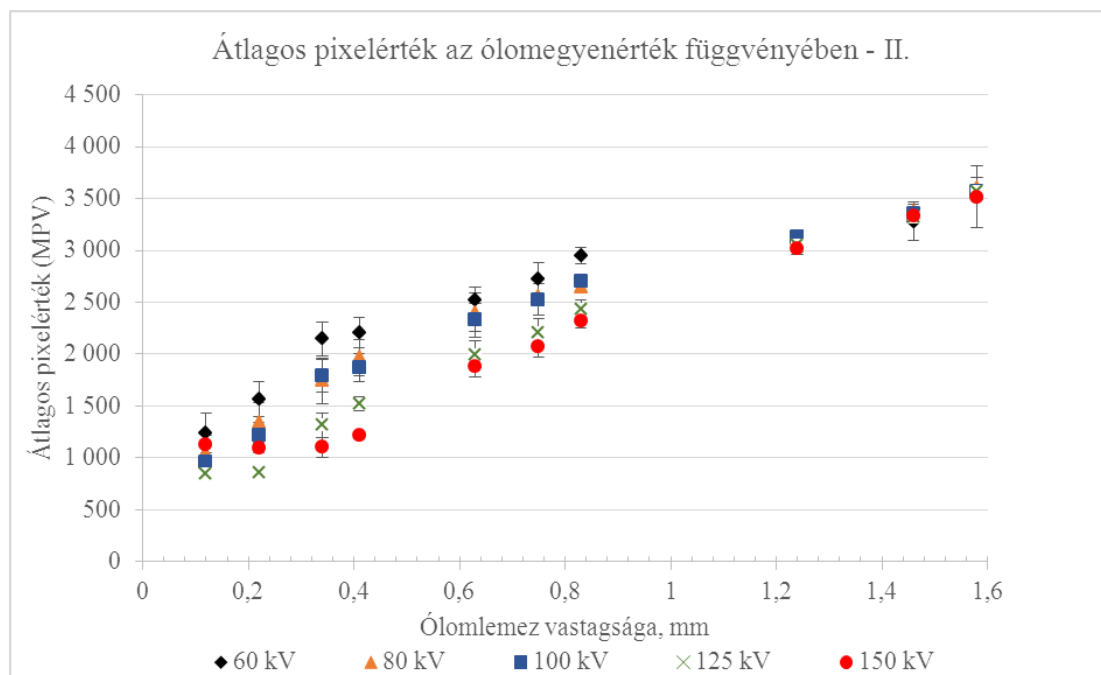
A diagramokon megfigyelhető még a képreceptorok telítődése is, vagyis az, hogy a lineáris üzemi szakaszuk korlátozott.

Az Eszközök és módszerek szakaszban említett lineáris interpoláció alkalmazásával a 0,25 és a 0,5 mm névleges ólomgyenértékű ólomgumi lemezek mért ólomgyenértékére az I. berendezés esetén 0,29 és 0,63 mm Pb, a II. esetén 0,31 és 0,55 mm Pb, illetve a III. jelzetűnél 0,27 és 0,53 mm Pb adódik a számítás eredményeként, 80 kV csőfeszültség mellett.

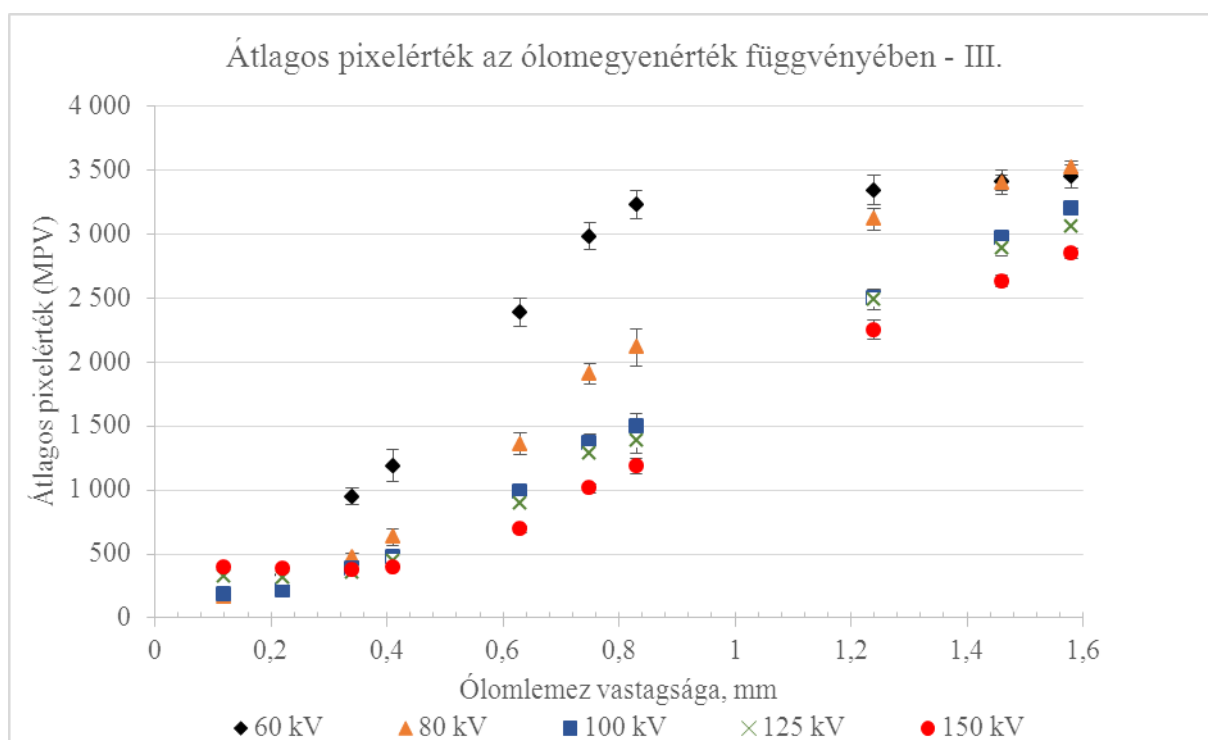
Az ólomgyenérték ilyen meghatározásakor a mérési bizonytalanságot nehéz becsülni. Az eredményeket szemléltető 4. ábraszorozat feltünteti a mért pixelértékek szórásait is. Ez önmagában nem jellemzi a mérési bizonytalanságot. Az 1. táblázatban aláhúzással és kerettel kiemelt adatok között lineáris interpolációt alkalmazva (2. képlet) azt kapjuk, hogy az I., II., és III. berendezéseknél rendre 13.315, 2145 és 928 átlagos pixelértékű kellene legyen a 0,5 mm Pb ólomgyenértékű lemez alatt mérhető intenzitás. Ezzel szemben a 2. táblázatban összefoglalt ólomlemezekkel kapott átlagos pixelértékek: 16.947 (+27%), 2252 (+5%) és 885 (-5%) eltérnek az ólomgumi lemezekkel kapott adatoktól. Az I. adat esetén a jelentős kiugrás annak köszönhető, hogy a berendezés élkemelő algoritmusát nem sikerült kikapcsolni és a nyers felvételeket értékelni. A 0,12–1,58 mm vastag ólomlemezek ROI-jai kisebb méretűek voltak, míg a 0,5–2,5 mm vastag lemezek ROI-jai nagyobbak, így ezeknél nem érvényesült e torzító hatás.



4a. ábra: I. berendezés eredményeinek diagramja



4b. ábra: II. berendezés eredményeinek diagramja



4c. ábra: III. berendezés eredményeinek diagramja

A vizsgált ólomgumi lemezek sugárgyengítése rendre nagyobb e mérések alapján, mint azok névleges ólomgyenértéke.

## KÖVETKEZTETÉSEK

Az e közleményben bemutatott kísérleti munka alapján ellenőrizhetőek – bonyolultabb infrastruktúra nélkül – az egyéni védőeszközök, legalább annak eldöntésére, hogy az ólomgyenértékük közel azonos-e a gyártó által megadott névleges értékkel, valamint

azonosításukra és állapotuk ellenőrzésére is módot biztosít a röntgenfelvételezésük, tetszőleges képalkotó technika alkalmazása mellett.

## KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS

A kísérleti munka előkészítéséhez több alkalommal végeztem vizsgálatot Innomed TOP-X CHEST röntgenberendezéssel, ezért hálás köszönet illeti Magyar Zsolt Béla radiográfust, aki támogatta a munka előkészítését, illetve kollégámat, Mihályi Dávidot, aki egyes mérések lebonyolításában és megszervezésében közreműködött.

## IRODALOM

- [1] MSZ EN 61331-1:2015 Gyógyászati diagnosztikai röntgensugárzás elleni védőeszközök. 1. rész: Anyagok csillapítási tulajdonságainak meghatározása (IEC 61331-1:2014).
- [2] MSZ 824:2017 Sugárzás elleni védelem orvosi és állatorvosi röntgenmunkahelyeken.
- [3] MSZ EN 61331-2:2015 Gyógyászati diagnosztikai röntgensugárzás elleni védőeszközök. 2. rész: Átlátszó védőlapok (IEC 61331-2:2014).
- [4] MSZ EN 61331-3:2015 Gyógyászati diagnosztikai röntgensugárzás elleni védőeszközök. 3. rész: Védőruházat, védőszemüveg és páciensgonád-védő eszközök (IEC 61331-3:2014).
- [5] A. M. Ross, J. Segal, D. Borenstein, E. Jenkins és S. Cho, „Prevalence of spinal disk disease among interventional cardiologists” Am. J. Cardiol. 79, 68–70 1997
- [6] 89/686/EGK irányelv az egyéni védőeszközökre vonatkozó tagállami jogszabályok közelítéséről.
- [7] E. G. Christodoulou, M. M. Goodsitt, S. C. Larson, K. L. Darner, J. Satti és H-P. Chan, „Evaluation of the transmitted exposure through lead equivalent aprons used in a radiology department, including the contribution from backscatter” Med. Phys. 30 (6), 2003.
- [8] R. S. Livingstone és A. Varghese, „A simple quality control tool for assessing integrity of lead equivalent aprons” Indian J. Radiol. Imaging. vol. 28/2, 2018.
- [9] R. R. Wargo, A. F. Aljabal és P-J. P. Lin, „Evaluation and verification of a simplified lead equivalency measurement method” J. Appl. Clin. Med. Phys. 21:2:152-156, 2020.
- [10] NCRP Report No. 147, Structural Shielding Design for Medical X-Ray Imaging Facilities, National Council on Radiation Protection, 2004.
- [11] E. Samei, J. A. Seibert, C. E. Willis, M. J. Flynn, E. Mah és K. L. Muck, „Performance evaluation of computed radiography systems” Med. Phys. 28 (3), 2001.

**Készült a SOMOS Alapítvány támogatásával**

## A PULZÁLT NEUTRONOK DÓZISTELJESÍTMÉNYÉNEK MÉRÉSE

Deme Sándor\*<sup>1</sup>, Elek Richárd<sup>2</sup>, Pesznyák Csilla<sup>3</sup>, Szücs László<sup>4</sup>

<sup>1</sup>Energiatudományi Kutatóközpont, Budapest

<sup>2</sup>Nemzeti Népegészségügyi Központ, Budapest,

<sup>3</sup>Országos Onkológiai Intézet, Budapest

<sup>4</sup>BFKH Metrológiai és Műszaki Felügyeleti Főosztály, Budapest

\*deme@aeki.kfki.hu

A kézirat beérkezett: 2021.02.26.

Közlésre elfogadva: 2021.03.23.

### DOSE RATE MEASUREMENTS OF THE PULSED NEUTRONS

*Linear accelerators (LINACs) used in radiation therapy emit fast neutrons as well beside the photon radiation. The radiation is pulsed and it makes the measurement of the neutron component especially difficult, thus traditional neutron dose rate measuring instruments could not be used. In our present publication we describe the methods and instruments suitable for the dose rate measurement of pulsed neutrons and the challenges of their legal verification.*

*Keywords – LINAC, pulsed neutrons, dose rate measurement, LUPIN instrument*

***A sugárterápiában alkalmazott lineáris gyorsítók (LINAC) a fotonsugárzás mellett gyorsneutronokat is bocsátanak ki. A neutronkomponens mérését különösen nehézé teszi, hogy a sugárzás pulzált, ezért a klasszikus neutron dózisteljesítmény-mérők nem alkalmazhatók. Közleményünkben ismertetjük a pulzált neutronok dózisteljesítmény mérésére alkalmas módszereket és műszereket, azok hitelesítésének nehézségeit.***

***Kulcsszavak – LINAC, pulzált neutronok, dózisteljesítmény-mérés, LUPIN műszer***

### BEVEZETÉS

A daganatos betegek jelentős részét sugárterápiával kezelik. A sugárzást napjainkban általában lineáris gyorsítókkal állítják elő, egy nem kívánatos mellékterméke ennek a neutron-sugárzás. A kialakult neutronter függ a lineáris gyorsítók típusától, az üzemeltetési paramétereitől és a kezelőhelységek kialakításától.

A sugárterápiában alkalmazott lineáris gyorsítók (LINAC) esetén a neutronméréseket az teszi különösen nehézé, hogy a gyorsítók pulzált sugárzást állítanak elő, a sugárzási tér kevert foton- és neutronsugárzást is tartalmaz, a neutron fluens detektálási határfoka és a neutron fluens–dózisegyenérték konverziós tényező erősen energiafüggő, ugyanakkor a mérendő fotoneutron-sugárzás energiaspektruma nem ismert, vagy csak nagyon nehezen meghatározható. A felsorolt nehézségek miatt a sugárvédelem alapvetően két mérési feladatot követel meg: méréseket a kezelőhelységben, a primer sugárban és/vagy annak közelében, valamint méréseket a kezelőhelységen kívül, ahol szórt sugárzási tér alakul ki. A kezelőhelyiségen kívül mind a foton-, mind a neutron dózisteljesítmény több nagyságrenddel kisebb, továbbá az árnyékoló anyagokban a neutron impulzus is jelentősen kiszélesedik. A kezelőhelyiségen kívül a neutron-energiáspektrum az erősen árnyékolt hasadási spektrumhoz hasonlít, az átlagenergiája jelentősen kisebb, mint a kezelőhelyiségben. Emiatt a neutrondetektoroknak jóval érzékenyebbnak kell lenniük a kisebb energiájú gyors neutronokra, különösen a 100 keV tartományban és alatta.

Az aktív neutronmérők mérési elve a termikus neutronok detektálására épül. A gyors neutronok detektálási hatásfoka ezeknél sok nagyságrenddel kisebb, emiatt a gyors neutronokat moderátor közegben le kell lassítani.

E közleményben csak a LINAC-okkal foglalkozunk, illetve a passzív méréseket nem tárgyaljuk, csak a közvetlen dózisteljesítmény mérést aktív eszközökkel.

## A PULZÁLT SUGÁRZÁS MÉRÉSÉNEK ÁLTALÁNOS JELLEMZŐI

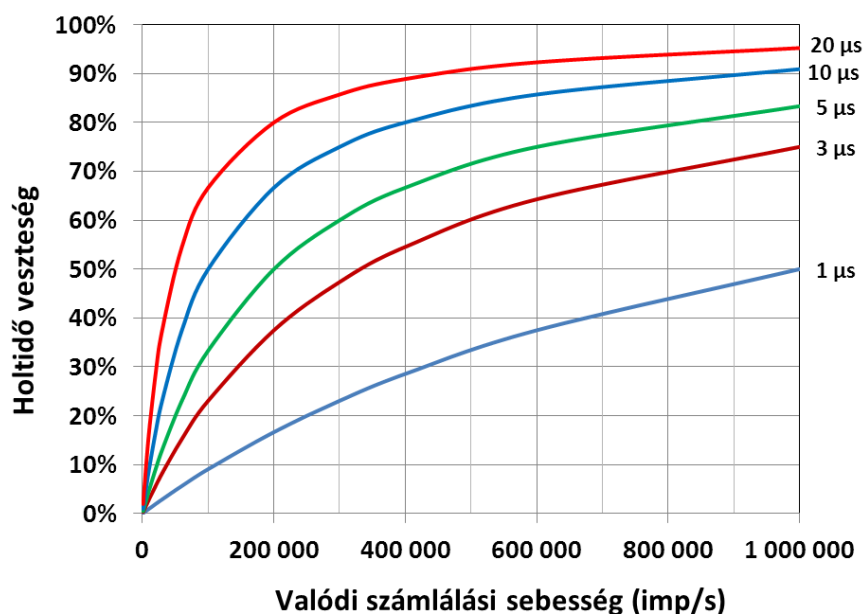
A pulzált sugárzásra jellemző, hogy az a teljes időnek csak egy részében van jelen. A pulzált sugárzás általában periodikus, ebben az esetben megadható az egyes impulzusok hossza és gyakorisága. A két adat alapján kiszámíthatjuk a kitöltési tényezőt, ami a tényleges sugármeneti idő és a teljes eltelt idő hányadosa. Periodikus sugárzásnál ez az impulzus időtartama és a frekvencia szorzata. Legyen az impulzus hossza  $1 \cdot 10^{-5}$  s, az ismétlődési frekvencia 100 imp/s, akkor a kitöltési tényező  $1 \cdot 10^{-3}$ . Ez azt is jelenti, hogy a sugármeneti idő alatt a pillanatnyi dózisteljesítmény az átlagos dózisteljesítménynél a kitöltési idő reciprokával arányosan nagyobb. Legyen a pulzált sugárzás átlagos dózisegyenérték-teljesítménye 1 mSv/h, a kitöltési tényező  $1 \cdot 10^{-3}$ , akkor az impulzus tartama alatt ugyanez a mennyiség:  $1/1 \cdot 10^{-3} = 1000$ , tehát ezerszer nagyobb, 1 Sv/h.

Minden impulzusszámláláson alapuló mérésnél a beütésszámlálást követő holtidő alatt a műszer újabb beütést nem tud mérni, tehát az élőidő ennyivel csökken. A holtidő okozta számlálási veszteséget a következő összefüggéssel vehetjük figyelembe [1]:

$$n = m/(1 - m\tau)$$

ahol  $n$  – a valódi számlálási sebesség (imp/s),  $m$  – a mért számlálási sebesség (imp/s),  $\tau$  – a holtidő (s). (A valódi számlálási sebesség a holtidőveszteség nélküli számlálási sebesség.)

Az összefüggés alapján megadhatjuk a holtidő okozta számlálási veszteséget, azaz azt, hogy a valódi impulzusok mekkora hányada veszik el a holtidő miatt (1. ábra).



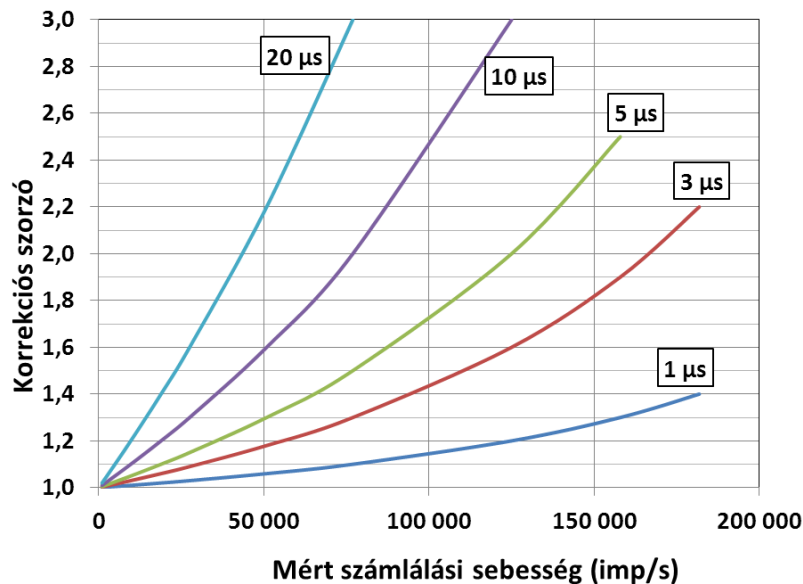
1. ábra: Holtidőveszteség a valódi számlálási sebesség és a holtidő függvényében

A mért számlálási sebesség és a holtidő függvényében megkaphatjuk azt a korrekciós szorzót, amivel megszorozva a mért számlálási sebességet, kiszámíthatjuk a valódi számlálási sebességet (2. ábra). Ha van két műszerünk eltérő holtidővel, akkor a két műszer jelzése jelentősen eltérhet. Ha a valódi számlálási sebesség 250 000 imp/s, és az egyik műszer



holtideje  $1 \mu\text{s}$ , a másiké  $20 \mu\text{s}$ , akkor korrekció nélkül a két műszer jelzése közel egy nagyságrendet tér el egymástól.

A holtidő mellett az impulzus számlálási sebességet még befolyásolja a pileup jelenség, azaz az impulzusok amplitúdójának szuperpozíciója, a „felhalmozódás” abban az esetben, ha a második impulzus akkor követi az elsőt, amikor az első impulzus lecsengő jele még nem érte el az alapszintet. Az, hogy a mérőberendezés ilyen esetben egy vagy két impulzust észlel az a követési távolságtól és az alkalmazott jelformálástól függ.



2. ábra: Korrekciós szorzó a mért számlálási sebesség függvényében különböző holtidők esetén

## A PULZÁLT SUGÁRFORRÁSOK JELLEMZŐI

A nagyon sokféle pulzált sugárforrás (ciklikus és lineáris gyorsítók, impulzus lézerek) közül gyakorlati szempontból csak az orvosi célú lineáris gyorsítókkal (a továbbiakban LINAC-okkal) foglalkozunk. Ennek oka elsősorban az, hogy a gyorsító sugárzási terében helyezkedik el a besugárzandó személy és a kiszolgáló személyzet sem különíthető el teljes mértékben a sugárzási tértől.

Az orvosi célú LINAC-ok elsődleges sugárzása a nagy energiára felgyorsított elektronnyaláb. Ezt a nyalábot nagyon gyakran nagyenergiájú röntgensugárzás keltésére használják úgy, hogy az elektronnyalábot nagy rendszámú céltárgyra irányítják. Ha a fotonok energiája meghaladja a közelben lévő anyagok fotoneutron keltési küszöbét ( $\sim 8 \text{ MeV}$ ), akkor a LINAC nagyenergiás fotonjai a besugárzó fejen fotoneutronokat keltenek, ezek jelentős része átjut a besugárzó fejen.

A továbbiakban tekintsük át a LINAC-ok mérés technikai szempontból legfontosabb paramétereit. Ezeket az adatokat az 1. táblázat foglalja össze.

1. táblázat. Lineáris gyorsítók impulzus paramétereit [2]

Gyorsító	Feszültség (MV)	Impulzusismétlődési frekvencia (Hz)	Impulzushossz ( $\mu$ s)	1/kitöltési tényező
Elekta Versa HD	10	600	2,5–3	667
Siemens ARTISTE	18	~300	2,5–3	1333
Varian TrueBeam/ VitalBeam	10	120–360	2–5	2083–4167
	18	120–180		
	12, 15, 18	180–200		

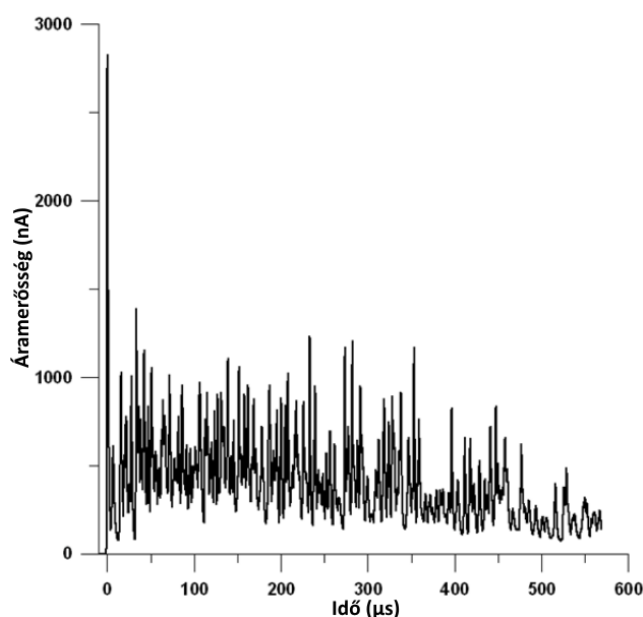
### A FOTONSUGÁRZÁS MÉRÉSE

A foton sugárzás esetén lehetőség van elegendően nagy érzékenységgű ionizációs kamrás műszer alkalmazására. Ionizációs kamráknál a rekombinációs veszteség nem függ az impulzus hosszától, amennyiben az impulzus lényegesen rövidebb, mint az ionizációs kamrában keletkező töltéshordozók (elektronok és ionok) begyűjtési ideje [3]. Miután a rekombinációs veszteség a töltéshordozók koncentrációjával arányos, a felső méréshatár a kitöltési tényező csökkenésével arányosan csökken, ezt a méréseknél figyelembe kell venni.

Az ionizációs kamrák esetében megfelelő konstrukcióval (fém kamrafal, argon töltőgáz, szervesetlen szigetelők) elérhető, hogy a kamra a neutronokra gyakorlatilag érzéketlen legyen, így segítségükkel a foton komponens jól mérhető.

### A NEUTRONSUGÁRZÁS MÉRÉSE KLASSZIKUS MŰSZEREKKEL

Ionizációs kamrákat a neutronsugárzás mérésére nem alkalmaznak, mert az ionizációs kamráknak – bármilyen konstrukciónál – nagyon érzékenyek a fotonokra, emellett a megfelelő energiafüggés sem érhető el a segítségükkel. Neutronok dózisteljesítményének mérésére széleskörűen elterjedtek a megfelelő moderátorral rendelkező  $\text{BF}_3$  vagy  $^3\text{He}$  gáztöltésű proporcionális számlálóval rendelkező műszerek.



3. ábra: 18 MV-on üzemeltetett LINAC esetén kapott detektorjelzés [4]

Még a moderátor miatt bekövetkező impulzussorozat hossz növekedés révén sem biztosítható a detektor jelentős holtidőveszteségének az elkerülése.

Egy orvosi LINAC (Varian Clinac 18 MV) esetében 90%-os holtidőveszteség is felléphet [4], ami azt jelenti, hogy a mért eredmény csak 10%-a a ténylegesnek. A nagyon rövid, mintegy 10  $\mu$ s-os elektron-impulzus hasonló hosszúságú gyorsneutron-impulzust kelt, de a termalizáció miatt ebből az impulzusból kb. 600  $\mu$ s időtartamú lassú neutron impulzus sorozat lesz (3. ábra). Meg kell jegyezni, hogy a holtidőveszteség becslésekor ezt a megnövekedett időt kell figyelembe venni.

Tekintettel arra, hogy ez a holtidőveszteség intenzitásfüggő, ezért ezek a mérések teljesen megbízhatatlanok lesznek. Az áramköri beállítások, elsősorban akár az adott típusú műszerben alkalmazott diszkriminációs szintek különbözősége a folyamatos (statikus) terekben végzett méréseknél nem jelentkezik, míg pulzált terekben már jelentősen megváltoztatja a mérési eredményt. További mérési hibát okozó jelenség, hogy a pulzált terekben fokozottan jelentkezik az impulzusok egymásra rakódásának (pileup) esetleg nem azonos hatása is. Ezek összessége még az azonos típusú műszereknél is jelentősen eltérő jelzést eredményezhet.

Összefoglalva megállapítható, hogy a klasszikus neutron-dózisteljesítmény mérők pulzált neutron terek dózisteljesítményének meghatározására nem alkalmasak.

## A PULZÁLT NEUTRONTEREK MEGJELENÉSE

Neutronterek és különösen a már említett pulzált neutronterek dózisteljesítményét pontosan mérni elsősorban részecskefizikai kutatások miatt és sugárvédelmi célból szükséges. Ezeknek az igénye nagyjából együttesen keletkezett, a múlt század 30-as éveit, a neutronok felfedezését követően. Az elmúlt évtizedekben megszorodott a pulzált neutronsugárzást felhasználó alkalmazások száma az iparban, a földtudományokban, a kutatásban. A gyógyászatban még csak kutatási céllal alkalmaznak BNCT (bór-neutronbefogásos (sugár)terápia) eljárást tumorok kezelésére, a pulzált neutronok nemkívánatos mellékhatásai az egyre szélesebb körben elérhető, nagyenergiájú lineáris gyorsítóknak köszönhetően jelentenek állandó kihívást.

## ÖSSZEMÉRÉSEK

Az Európai Sugárdozimetriai csoport (EURADOS) 11-es munkacsoportja, amely a nagyenergiájú részecskesugárzások dozimetriai kérdéseivel foglalkozik, 2015-ben összemérést szervezett a HZB (Helmholtz-Zentrum Berlin) protogyorsítójánál, ahol 14 környezeti neutron dózisteljesítmény mérő és 15 aktív személyi dózismérő eredményeit hasonlították össze [5]. A létesítményt egyébként okuláris tumorok kezelésére használják és 68 MeV-es protonnyalábbal végzik e kezeléseket. Főbb részei egy Van-der-Graaf generátor és egy ciklotron, amelyekkel impulzusüzemben 50 ns és 1 ms tartamú impulzusokat, illetve legfeljebb 100 kHz-es működési frekvenciát érhetnek el. A nyalábáram 0,5 pA és 300 nA között változtatható, így a nyaláb intenzitása a paraméterek függvényében 5 nagyságrendet foghat át. A műszereket mérőpályán, az általuk mérendő mennyiségnek megfelelően ellenőrizték. A detektálási pont várható neutron dózisteljesítményét a FLUKA nevű Monte Carlo kóddal szimulálták. Az egyes műszerek legfontosabb tulajdonságai és részletes leírásuk az eredeti közleményben találhatóak meg. A forrás beállítására 13 különböző paraméterkészletet használtak az összemérések során.

Az aktív személyi dózismérő eszközök félvezető detektorokat használnak és a konkrét elektronikai felépítésüktől függően eltérő ofszettel, de a forrás impulzusrátájával proporcionális dóziszjelzést adnak 50 Sv/h dózisteljesítményig. Ez elsősorban a detektor

működési elvének köszönhető, ugyanis ez a fajta műszer nem érzékeny az elektromos impulzusok felhalmozódására.

A környezeti neutron-dózisteljesítmény mérők esetén a LUPIN és az AGREM (ezüstaktivációs elvű), illetve a REM-2 típusok kivételével mindegyiknél megfigyelhető, hogy egy adott impulzusonkénti dózisteljesítmény felett a holtidejük miatt a lineáristól eltérő, csökkent választ adnak. Az ún. LINUS típusnál a detektor ráadásul teljesen paralizálható, vagyis nagyobb intenzitásra kisebb válaszjelet ad. Mindegyik kereskedelmi forgalomban kapható klasszikus műszer esetén elmondható, hogy kisebb-nagyobb mértékben, de helytelenül mér pulzált neutronterekben, amely ráadásul a nehezen megismerhető holtidejük miatt nem korrigálható, illetve műszerenként változik.

Az előbb leírtakhoz hasonló kísérleteket végeztek korábban az Európai Részecskefizikai Kutatóközpont (CERN) HiRadMat gyorsítójánál [6]. Itt szintén 13 intenzitásbeállítással dolgoztak, 2,5 és 7.500 nSv közötti impulzusonkénti dózissal. A helyi sugárvédelmi monitorozó rendszer céldetektorain (H és Ar gázzal töltött ionkamrák) felül ebbe az összemérésbe is bevontak kereskedelmi forgalomban kapható műszereket (BIOREM, Wendi-2), illetve szerepel még a LUPIN is. Az eredmények közül kiemelendő, hogy a helyi, egyénileg a célra szabott mérőrendszer az 5  $\mu$ Sv-nél nagyobb intenzitású impulzusok esetén közel a várt érték felét (0,45), a helyi mérőrendszer detektorai 85 és 96%-át, a kereskedelmi forgalomban kaphatók az 5 és 12%-át mérték. Utóbbiak kisebb intenzitás (100 nSv/impulzus) esetén is csak a nyegedét-felét mérték a várt értéknek.

Az OAH támogatásával 2019-ben tanulmány készült az orvosi célú lineáris gyorsítók körül kialakuló neutronterek méréséről [2].

A tanulmány része volt a Magyarországon típusengedélyezett neutron környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mérő műszerek (rem-mérők) összemérése AmBe neutronforrás állandó neutronterében és orvosi lineáris gyorsítók labirintusba szóródó pulzálo neutronterében.

A következő típusú rem-mérők összemérésére került sor Berthold LB 6411; Wedholm 2222A; Thermo Scientific FHT 752 (BIOREM); Thermo Scientific FHT 762 (WENDI-2)

Az összemérés eredményei úgy foglalhatók össze, hogy amíg állandó intenzitású neutronterben az összes hitelesített műszer megfelelt a hitelesítési követelményeknek, azaz a mért értékek a referencia értéktől megközelítőleg  $\pm 20\%$ -ban tértek csak el. Pulzálo neutronterben ugyanakkor a különböző típusú neutronmérők azonos feltételek mellett nagyságrendbeli különbségeket mértek, de még azonos típusú rem-mérők mérési eredményei is egymástól elfogadhatatlan mértékben eltérhettek. Az összemérések alapján megállapítható, hogy pulzálo neutronterben a hazánkban használt rem-mérők megbízhatatlanul mérnek.

A régi közmondás szerint nincs neutron foton nélkül. Ebből kiindulva a nagyenergiájú, vegyes sugárzásokban való viselkedését is érdemes megvizsgálni az egyes neutron dózisteljesítmény mérő műszereknek. Így tettek Mayer és mtsai. [7], akik kereskedelmi forgalomban kapható (Berthold LB 6411, Studsvik 2202D, RIC és WENDI-2)  $^{238}\text{PuBe}$  és  $^{252}\text{Cf}$  forrásokkal kalibrált dózisteljesítmény mérők méréseit vetették össze egy HANDI-TEPC neutron proporcionális számláló vizsgálati eredményeivel. Az utóbbi műszer különlegessége, hogy egy speciális szoftveres algoritmussal elemzi a logaritmikusan elosztott, 16-csatornás spektrumot, majd szétválasztja azt a neutronoknak megfelelő jelzések és egyéb sugárzások szerint. A mérések során a CERF (CERN High-energy Reference Field Facility) referenciaforrását használták, ahol GeV nagyságrendű energiával bíró szórt neutronok is kelthetők. A méréseket egy precíziós ionizációs kamrával ellenőrizték, a céltárgyat érő neutronok darabszáma impulzusonként  $(2,2 \pm 0,1) \cdot 10^4$ , dózisteljesítménye átlagosan  $84,8 \pm 3,0 \mu\text{Sv/h}$  a kísérletek ellenőrzésére készített szimulációk alapján. A dózisteljesítmény zöme 20 MeV és GeV nagyságrend közötti energiájú neutronokból származott. Az

összehasonlító vizsgálatok eredménye, hogy a pulzált neutron-gamma terek mérésére specializált célműszer átlagosan 2,9%-kal többet, a többi műszer 10-50%-kal kevesebbet mért a helyesnek elfogadott értékhez képest. A kereskedelmi forgalomban kapható, általános célú neutron dózisteljesítménymérők, amelyek ugyan kielégítik a vonatkozó IEC 61005 szabvány követelményeit (16 MeV-os neutron energiáig, nem pulzált térben legfeljebb  $\pm 15\%$  eltérést mutatnak az etalontól), nagyobb energiájú vegyes sugárzási terekben már nem működnek megfelelően, jelzésük rendre elmarad, akár a fele is lehet a tényleges dózisteljesítménynek.

Szinkrotronok, amelyek töltött részecskék, vagy ionok gyorsítása révén állítanak elő egy meghatározott energiájú nyalábot, szintén keltenek egyfajta mellékhatásként neutronokat, amelyekkel a sugárvédelemnek számolnia kell. A CERN korábbi zászlóshajója volt e tekintetben a PS (Proton Szinkrotron), amely egy 200 m átmérőjű, 100 dipólmágnessel operáló létesítmény, amely akár 25 GeV kinetikus energiát képes kölcsönözni a felgyorsított részecskéknek, elemeknek. Ennek szórt sugárzási terében egyes kevéssé szokványos részecskék mellett előfordulnak nagyenergiájú fotonok és neutronok is. A PS sajátja még, hogy kis kitöltési tényezőjű (11  $\mu$ s, 1,2 s-onként) az általa létrehozott nyaláb, tehát egyfajta „részecskekitörés”-ként is lehet a megjelenő szórt térre tekinteni. Aza és mtsai. [8] ennek a környezetében végeztek vizsgálatokat különböző neutrontektorokkal. A létesítmény különböző helyein kijelölt mérési pontjaikban végzett vizsgálatok eredményeit közleményük a műszerekkel kapott mért értékek és a FLUKA szimulációval nyert referenciától való eltérésük szerint csoportosították. Ezek alapján a helyi sugárvédelmi monitorozó rendszer Ar és H ionizációs kamrái, illetve a LUPIN (BF<sub>3</sub>) detektora az első, a BIOREM szonda a második, míg a LINUS és WENDI-2 műszerek alkotják a harmadik csoportot. Az első csoport műszerei a mérési bizonytalanságon belül megegyeztek a szimuláció eredményeivel, a BIOREM kb. 30%-kal kisebb mért értéket mutatott a helyesnek vélt eredménytől, míg az utolsó csoport két műszere 65%-kal mért kevesebbet a vártnál. Az utóbbi eredményekre magyarázat, hogy ezeknek a holtideje kb. 2  $\mu$ s, míg a BIOREM-é 1  $\mu$ s. Általános következtetés a közleményben, hogy a nem speciálisan felkészített műszerek (2. és 3. csoport) a holtidőveszteségeik miatt a H\*(10) értékét rendre alábecsülik. Az ionizációs kamrákat a mérési elvük miatt nem befolyásolja a holtidőveszteség. Az összeméréseken felül fontos cél volt, hogy ellenőrizzék az újonnan fejlesztett LUPIN képességeit, amely helyt állt e vizsgálatban és megállapítható volt, hogy a rövid impulzusidejű, nagyintenzitású terekben is alkalmas a mérések elvégzésére.

## A PULZÁLT SUGÁRZÁSOK MÉRÉSI MÓDSZEREI IRÁNTI KÖVETELMÉNYEK

A pulzált neutronforrások mérésére szolgáló műszer iránti követelmények a következők [9]:

1. Alkalmasnak kell lennie nagyon nagy pillanatnyi neutronfluxusok mérésére.
2. Érzékenysége feleljen meg a kereskedelmi forgalomban kapható dózisegyenérték-mérőkének.
3. Képesnek kell lennie egyetlen neutronimpulzus mérésére.
4. Képesnek kell lennie a neutronsugárzást kísérő foton-sugárzás kiszűrésére.

Meg kell jegyezni, hogy a megfelelő energiafüggés biztosítása érdekében a moderátornak folyamatos és pulzált neutronsugárzás esetében azonosnak kell lennie, ezért a moderátorra nem térünk ki.

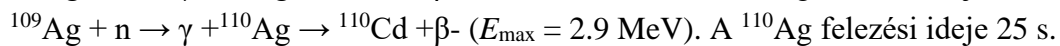
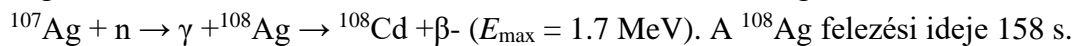
Jelenleg két műszercsalád alkalmas a pulzált neutronok mérésére, az egyik az ezüst aktiválásán és az aktivitás valósidejű mérésén alapul és kompenzáció révén csökkenti a foton-sugárzás zavaró hatását. A másik a neutronok által a detektorban keletkezett töltés mérésén alapul és időkapuzással csökkenti a foton-sugárzás hatását. Kereskedelmi forgalomban csak az utóbbi elven működő műszer kapható.

## AZ EZÜST AKTIVÁLÁSÁN ALAPULÓ MÓDSZER

Ez a módszer lényegét tekintve a passzív és az aktív detektorok kombinációján alapul, amelynél a pulzált sugárzás által felaktivált ezüst béta-sugárzását egy detektor valós időben méri.

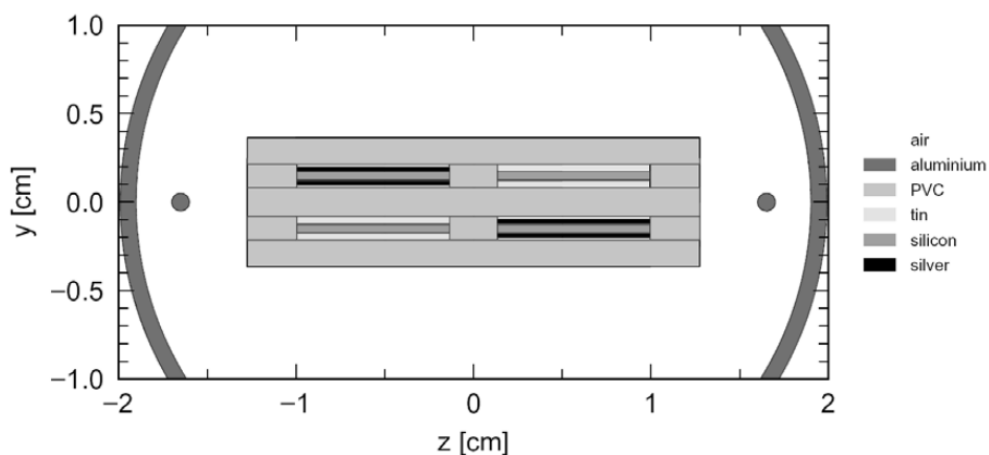
Az ezüst aktiválásán alapuló módszer azt használja fel, hogy ez az anyag jó hatásfokkal aktiválható termikus neutronokkal és a keletkezett aktivációs termékek rövid felezési idejűek, tehát hamar beáll az egyensúlyi (telítési) aktivitás és az aktiváció révén létrejövő izotópok béta-sugárzása jól mérhető.

Az ezüst két izotópja, az  $^{107}\text{Ag}$  és az  $^{109}\text{Ag}$  a termikus neutronok hatására felaktiválódik. A  $^{107}\text{Ag}$  52% gyakoriságú, termikus neutron hatáskeresztmetszete 38,6 barn, a  $^{109}\text{Ag}$  48% gyakoriságú, termikus neutron hatáskeresztmetszete 90,5 barn. A magreakciók:



Az ezüstaktivációs módszer gyakorlati megvalósításánál két Geiger-Müller (GM) csövet használtak polietilén moderátorban [10]. Az egyik GM csövet 0,25 mm vastag ezüsfólia vette körül, a második, kompenzációs GM csövet pedig 0,36 mm vastag ónfólia, amelyik a béta-részecskék elnyelése szempontjából az ezüsfóliával azonosnak tekinthető. A két csőnél mért, az ezüst telítési aktivitásának megfelelő számlálási sebesség különbsége arányos lesz a neutronok dózisteljesítményével.

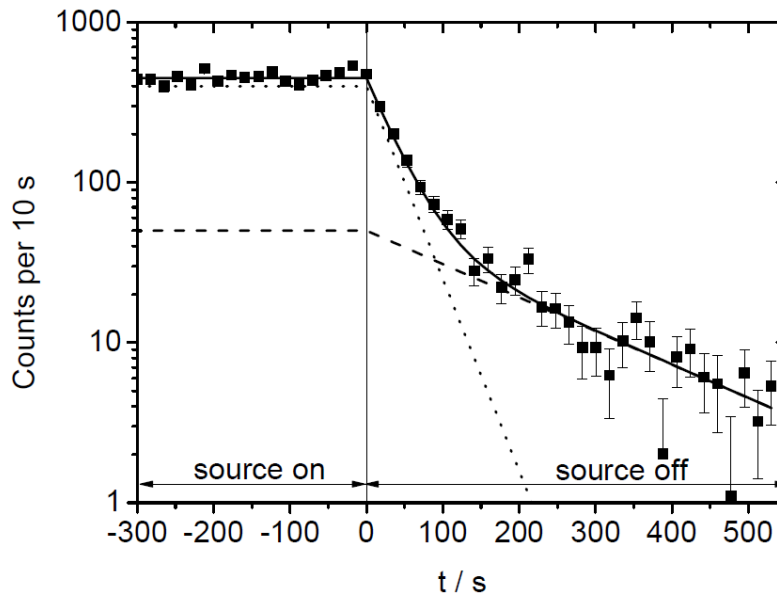
Az adott módszer újabb megvalósítási formájánál a GM csövek helyett félvezető detektorokat használtak a fóliák béta-sugárzásának mérésére [11]. A mérési összeállítás vázlatát mutatja be a 4. ábra. A moderátor egy 30 cm átmérőjű polietilén gömb, ebben helyezkedik el a négy félvezető detektor. Két detektor mindkét oldalán 0,25 mm-es vastagságú ezüst fólia, további két detektoron pedig 0,36 mm-es vastagságú ónfólia van. Ennek a megoldásnak előnye, hogy a detektorok szimmetrikus elhelyezése révén a rendszer irányfüggése kedvezőbb. Az elektronikus rendszer összegzi a két-két azonos detektor jeleit és az ezüst és az ónborítású detektorok számlálási sebességének különbsége alapján számítja ki a neutronok dózisteljesítményét.



4. ábra: Az ezüstaktivációs detektorrendszer vázlata

Az ezüstbe burkolt detektorok számlálási sebességének időfüggését adja meg az 5. ábra.

Az ezüstbe burkolt detektor jelzése 1  $\mu\text{Sv}$  dózisra  $14,6 \pm 0,3$  impulzus, az ónba burkolté  $5,6 \pm 0,2$  impulzus.



5. ábra: A 10 s-onkénti beütésszám  $^{252}\text{Cf}$  neutronforrással történt besugárzás esetén. (source on – forrással, source off – forrás nélkül. A teljes bomlást a folyamatos vonal, az  $^{110}\text{Ag}$  bomlást a pontozott vonal, az  $^{108}\text{Ag}$  bomlását a szaggatott vonal mutatja. A szórás  $1\sigma$ .

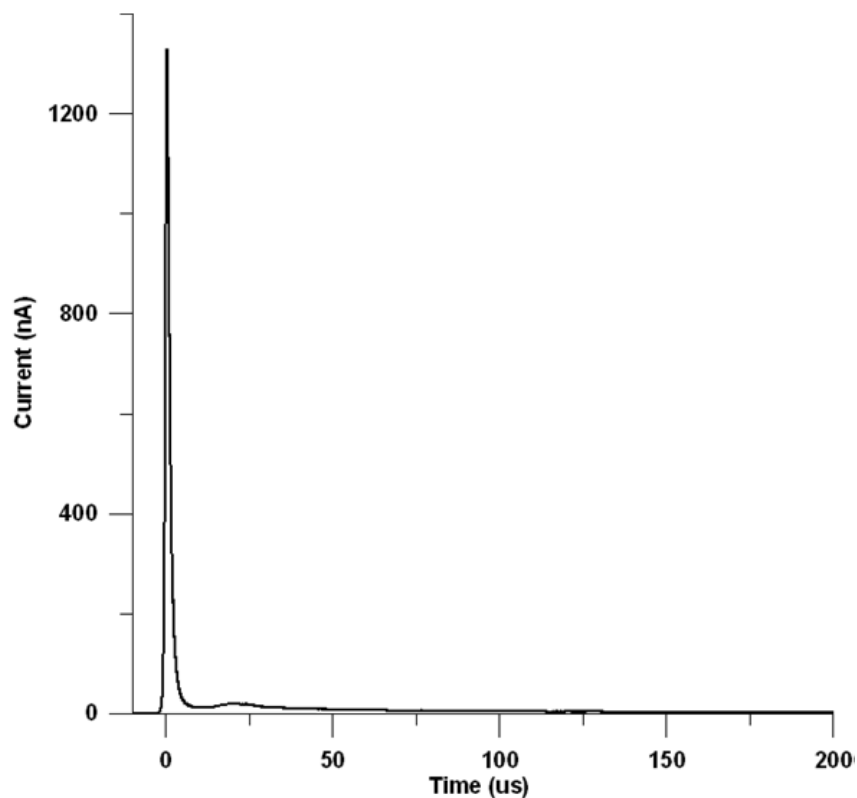
### DIGITÁLIS TÖLTÉSMÉRÉSEN ALAPULÓ MÓDSZER – LUPIN

A módszer alapja a neutrondetektorban ( $\text{BF}_3$ -as, vagy  $^3\text{He}$  proporcionális számláló) a neutronimpulzus alatt keletkezett töltés időfüggő meghatározása digitálisan. Ezen a mérési elven alapul a LUPIN műszer mérési módszere is. A LUPIN elnevezés jelentése Long Interval, Ultra-wide dynamic, Pile-up free, Neutron rem-counter, azaz hosszú időtartamú ultraszéles dinamikus, felhalmozódásmentes rem számláló [9].

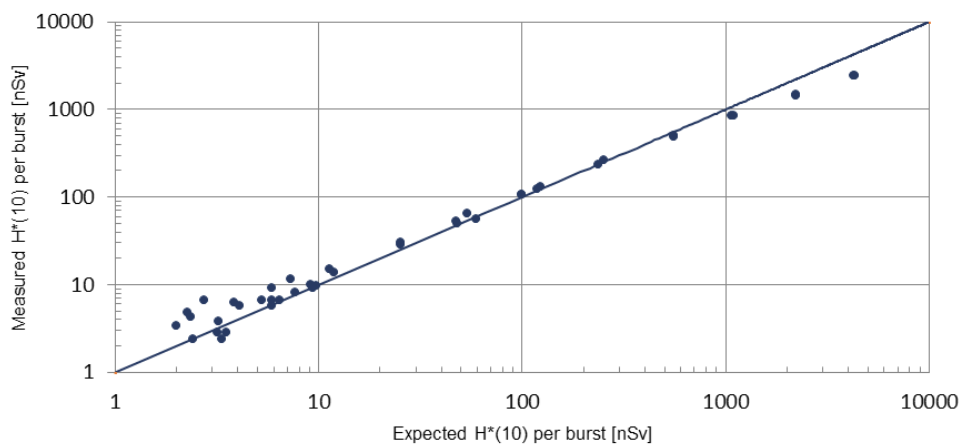
A műszer detektora  $^3\text{He}$  vagy a  $\text{BF}_3$  proporcionális számláló a szokásos polietilén moderátorban. A műszer különlegessége a jelfeldolgozási módszere. A számláló árama logaritmikus áram-feszültség erősítőre kerül. A logaritmikus erősítés célja a nagy dinamikus átfogási tartomány létrehozása. Az erősítő utáni analóg-digitális átalakító jelét a felhasználó által megadott időtartományban a rendszer összegzi, ez az összeg a neutronok dóziséval arányos áramot eredményez.

Az orvosi célú lineáris gyorsítóknál a neutronkeltési küszöbenergia alatt csak fotonok keletkeznek, ezek a LUPIN-ban  $10\ \mu\text{s}$ -nál rövidebb impulzust keltenek (ld. 6. ábra), míg a magasabb feszültségnél neutronok is keletkeznek, amelyek jelei a moderátorban történő termalizálódási időnek megfelelően több száz  $\mu\text{s}$ -os jelsorozatot generálnak (3. ábra). Ha a LUPIN időkapujának kezdőértékét  $10\ \mu\text{s}$ -nak választjuk, akkor a ftonsugárzás zavaró hatása elhanyagolható, miközben a neutronok által kiváltott jel vesztesége jelentéktelen.

A műszer lineáris méréstartománya egy neutronimpulzusra vonatkoztatva eléri a három nagyságrendet (7. ábra).



6. ábra: A LUPIN detektor jele 6 MV-os LINAC feszültségnél [4]

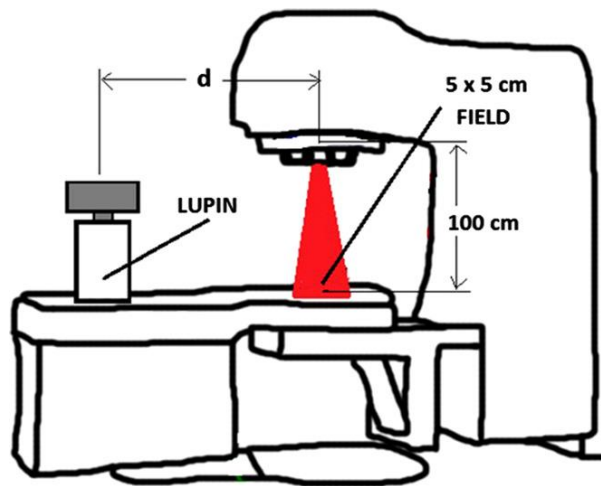


7. ábra: A LUPIN műszer egy neutronimpulzusra várható (vízszintes tengely) és mért (függőleges tengely) jelzése [12]

A LUPIN műszer egyes esetekben, ha a neutronok dózisteljesítménye nem haladja meg a műszer felső méréshatárát, felhasználható az orvosi lineáris gyorsító neutronterének mérésére is (8. ábra).

A LUPIN műszer kalibrálására radioaktív neutronforrások (PuBe, AmBe) használhatók [5],[9].





8. ábra: A LUPIN műszerrel végzett neutron dózisteljesítmény mérés egy orvosi gyorsítónál.  
A  $d$  távolság 32 cm

### A LUPIN KERESKEDELMI VÁLTOZATA

A LUPIN BF<sub>3</sub>-NP az egyetlen olyan kereskedelemben is kapható műszer, amely pulzált neutronterek dózisteljesítményének mérésére is alkalmas [13]. Ennek a műszernek a főbb jellemzői a következők.

Működési hőmérséklettartomány: 0 ÷ 50 °C;

Befoglaló méretek:  $\varnothing = 250$  mm, H = 425 mm;

Teljes súly: 18 kg;

Hengeres BF<sub>3</sub> detektor;

Energia tartomány 0,025 eV-től 10 GeV-ig;

H\*(10) dózisteljesítmény mérési tartomány 10 nSv/h-tól 100 mSv/h-ig;

Neutron érzékenység: 0,6 imp/s/μSv/h;

Gamma-sugárzás érzékenység: <0,5 μSv/h, 50 mSv/h-nál 662 keV-es gamma-sugárzásnál;

Szögfüggés: <20%;

Maximális H\*(10) egy neutron impulzusnál ≤10%-os alulmérésnél 2 μSv.

### HITELESÍTÉS

1991-ben jött létre a mérésügyi törvény [14] és annak végrehajtását szolgáló kormányrendelet [15]. A kormányrendelet 2. számú melléklete tartalmazza a Magyarországon kötelező hitelesítésű mérőeszközök listáját. A rendelet alapján a gyógyászati és sugárvédelmi dózismérők kötelező hitelesítésűek, függetlenül a dózist létrehozó sugárzás típusától. A hitelesítéseket a Budapest Főváros Kormányhivatala (BFKH) Metrológiai és Műszaki Felügyeleti Főosztálya (MMFF) végzi, amelyre Korm. rendelet [16] jelölte ki. A típusvizsgálat és a hitelesítés célja annak vizsgálata, hogy az adott mérőeszköz eleget tesz-e a rá vonatkozó mérésügyi feltételeknek [14].

2012-ig, a neutron személyi- és környezeti dózismérők típusvizsgálatának és hitelesítésének hiányoztak a hazai technikai feltételei. 2012 őszén az MVM Paksi Atomerőmű Sugárfizikai Laboratóriumának neutron besugárzója (forrás és sugárzási tér) teljesítette a rá vonatkozó metrológiai követelményeket. A BFKH MMFF a neutronmérő eszközök típusvizsgálatát és hitelesítését ebben a laboratóriumban végzi. A neutronnyalábot <sup>241</sup>Am-Be sugárforrás hozza létre, a jól ismert <sup>7</sup>Be + α → <sup>12</sup>C + n + γ (E<sub>neutronmax</sub> = 11 MeV) reakció alapján. 2012-től

kezdődtek meg a neutronmérő készülékek hazai típusvizsgálatai és hitelesítései. A hitelesítések „Hitelesítési Előírás” szerint történnek, amelynek alapjait nemzetközi szabványok [17],[18] képezik.

A fenti szabványok a neutron referencia térre vonatkozó előírásai nem terjednek ki a pulzáló neutronterekre. Az MSZ EN 61005 szabvány neutron sugárforrásra vonatkozó [18] előírása: „A referencia neutron sugárforrásnak a következők egyikének kell lennie:  $^{241}\text{Am}$ -Be radionuklid forrás,  $^{252}\text{Cf}$  spontán hasadó forrás vagy gyorsító célforrás”. A legutóbbi nem pulzáló forrást jelent, hanem  $\text{D}(\text{d},\text{n})^3\text{He}$  reakción alapuló neutronforrást (neutrongenerátor). A típusvizsgálatok és hitelesítések csak „statikus” neutronterben történnek. A referencia neutronterek állandósága miatt, az utóbbi időkig nem derült fény a különböző típusú mérőeszközök által mért eredmények fentebb leírt hatalmas eltéréseire.

A vizsgálatok, ellenőrzések további nehézségét a méréstartomány jelenti. A neutronok energiája nagyon széles skálán mozog (10-12 nagyságrend). A „hideg” ( $E_n < 0,01$  eV) neutronoktól a relativisztikusig ( $E_n > 20$  MeV). A leggyakrabban a termikus – gyors neutronspektrum tartomány mérése történik. A gyártók által megadott neutronenergia méréstartomány felső határa általában 20 MeV. Az újabb tervezésű eszközök (FHT 752; WENDI) azonban már (a gyártó szerint) a termikustól 5 GeV energiáig mérnek. A WENDI hazai típusvizsgálata a már említett MVM PA Zrt.  $^{241}\text{Am}$ -Be terében történt, vagyis jóval a felső méréshatára alatt. A műszer hitelesítési engedélye 20 MeV felső határig szól (korlátozott). 20 MeV feletti energiák esetén a műszer nem hiteles (még ha megtörtént a hitelesítése, akkor sem)!

## KÖVETKEZTETÉSEK

A gyorsítók megjelenése és rohamos elterjedése a gyógyászatban, valamint a nagyteljesítményű impulzus lézerek alkalmazása indokoltta tette, hogy a gamma-dózisteljesítmény mérések mellett a keletkező neutronok által létrehozott dózisteljesítmény ellenőrzése is megtörténjen.

A különböző típusú aktív neutron-dózisteljesítmény mérők által mért eredmények jelentősen különböznek, amint az látható a nemzetközi szakirodalomból és a saját összeméréseinkből. Az eredményekből egyértelműen az a következtetés vonható le, hogy a lineáris gyorsítók pulzáló fotontere esetén van mérhető neutronter, de ennek pontos mértéke nem határozható meg egyértelműen csak a LUPIN típusú neutron dózismérővel, ennek alkalmazása viszont további vizsgálatokat igényel.

Metrológiai szempontból úgy a pulzáló neutronterekben, mint a neutronok nagyobb ( $E_n > 20$  MeV) energiatartományában történő típusvizsgálatok és hitelesítések új kihívásokat jelentenek. Pillanatnyilag nincs olyan nemzetközi szabvány, ami vizsgálati módszereket adna a felmerült kérdésekre.

## IRODALOM

- [1] Bódizs Dénes. Atommagsugárzások mérés technikái. Budapest, 2006
- [2] Pesznyák Csilla, Ballay László, Deme Sándor, Varjas Géza, Király Réka, Elek Richárd, Szegedi Domonkos, Milecz-Mitykó Richárd, LINAC neutron dózistér felmérése II. rész. OAH-ABA-09/18-M
- [3] Deme Sándor. Gázionizációs detektorok. Akadémiai Kiadó, Budapest, 1985
- [4] M. Caresana, M. Ferrarini, G. P. Manessi, M. Silari és V. Varoli. A neutron detector for pulsed mixed fields: preliminary measurements. Progress in Nuclear Science and Technology. Volume 4 (2014) pp. 725-728

- [5] M. Caresana, A. Denker, A. Esposito, M. Ferrarini, N. Golnik, E. Hohmann, A. Leuschner, M. Luszik-Bhadra, G. Manessi, S. Mayer, K. Ott, J. Röhrich, M. Silari, F. Trompier, M. Volnhals, M. Wielunski. Intercomparison of radiation protection instrumentation in a pulsed neutron field. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A*. 737 (2014) 203–213.
- [6] E. Aza, M. Caresana, C. Cassell, N. Charitonidis, E. Harrouc, G.P. Manessi, M. Pangallo, D. Perrin, E. Samara, M. Silari. Instrument intercomparison in the pulsed neutron fields at the CERN HiRadMat facility. *Radiation Measurements Volume 61* (2014), pp. 25-32.
- [7] S. Mayer, D. Forkel-Wirth, M. Fuerstner, H. G. Menzel, M. J. Mueller, D. Perrin, C. Theis and H. Vincke. Response of neutron detectors to high-energy mixed radiation fields. *Radiation Protection Dosimetry Vol. 125* (2007), No. 1-4, pp. 289-292.
- [8] E. Aza, M. Caresana, C. Cassell, V. Colombo, S. Damjanovic, S. Gilardoni, G. P. Manessi, M. Pangallo, D. Perrin, M. Silari. Comparison of the performance of different instruments in the stray neutron field around the CERN proton synchrotron. *Radiation Protection Dosimetry Vol. 161* (2014), No. 1-4, pp. 190-195.
- [9] Caresana, M., Ferrarini, M., Manessi, G. P., Silari, M. and Varoli, V. LUPIN, a new instrument for pulsed neutron fields. *Nucl. Instrum. Methods A* 712, 15–26 (2013).
- [10] Brown, D., Buchanan, R. J. and Koellea A. R. Microcomputer-Based Portable Radiation Survey Instrument for Measuring Pulsed Neutron Dose Rates. *Health Physics* Vol. 38 (April 1980), Pp. 507-521.
- [11] Luszik-Bhadra, M. and Eike Hohmann, Eike. A new neutron monitor for pulsed fields at high-energy accelerators. *Radiation Measurements, Volume 45, Issue 10, December 2010, Pages 1258-1262*
- [12] Caresana, M., Ferrarini, Manessi, G. S., Silari, M. és Varoli, V. A new version of the LUPIN detector: improvements and latest experimental verification. *Rev. Sci. Instrum.* 85- 065102 (2014).
- [13] Web: [www.elsenuclear.com](http://www.elsenuclear.com). Letöltés 2021.01.14.
- [14] Az 1991. évi XLV. törvény a mérésügyről.
- [15] 127/1991. (X.9) Korm. rendelet a mérésügyről szóló törvény végrehajtásáról.
- [16] 365/2016. (XI.29) Budapest Főváros Kormányhivatalának egyes ipari és kereskedelmi ügyekben eljáró hatóságként történő kijelöléséről, valamint a területi mérésügyi és műszaki biztonsági hatóságokról.
- [17] ISO 21909:2005 Passive personal neutron dosimeters – Performance and test requirements.
- [18] MSZ EN 61005:2017 Sugárvédelmi mérőműszerek. A neutronsugárzás környezeti dóziségyenértékét (egyenértékű dózisteljesítményét) mérő eszközök.

# BETONOK FELAKTIVÁLÓDÁSÁNAK KÍSÉRLETI- ÉS SZIMULÁCIÓS VIZSGÁLATA AZ EURÓPAI NEUTRONKUTATÓ KÖZPONT (ESS) SUGÁRVÉDELMI TERVEZÉSÉHEZ

Hajdú Dávid<sup>\*1,2</sup>, Zagyvai Péter<sup>1</sup>, Dian Eszter<sup>1,3</sup>, Gméling Katalin<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Energiatudományi Kutatóközpont, 1121 Budapest, Konkoly-Therge M. út 29-33.

<sup>2</sup>Pannon Egyetem, Radiokémiai és Radioökológiai Intézeti Tanszék, 8200 Veszprém, Egyetem u. 10.

<sup>3</sup>European Spallation Source (ESS) ERIC, Svédország, 22592 Lund, Odarslösvagen 113

\*hajdu.david@ek-cer.hu

A kézirat beérkezett: 2021.01.17.

Közlésre elfogadva: 2021.04.19.

## *EXPERIMENTAL STUDY OF CONCRETES' ACTIVATION COMPARED TO SIMULATIONS FOR SAFETY OF THE EUROPEAN SPALLATION SOURCE (ESS)*

*A complex work on dose consequences of neutron activation was carried out for the European Spallation Source (ESS) ERIC by the Environmental Physics Laboratory of the Centre for Energy Research. A concrete type currently used at the site as construction material was investigated. The samples of the concrete were first irradiated in the Budapest Research Reactor and the decay of their activation products were followed by measurements with an HPGe detector. Composition of the samples were determined by neutron activation analysis (NAA) and prompt-gamma activation analysis (PGAA). Using this composition as input, irradiations were reproduced with MCNPX-Cinder1.05 simulation codes. Differences between measured and simulated activities were under 20% in general, thus the compiled material compositions can be used for dose assessment of neutron activation products and waste index estimations.*

*neutron activation measurement, activation simulation, concrete, MCNP Cinder*

*Az EK Környezetfizikai Laboratóriumának vezetésével átfogó kutatás készült az Európai Neutronkutató Központ (European Spallation Source (ESS) ERIC) számára az építkezésen használt beton neutron aktivációjának dóziskövetkezményeiről. A vizsgált betont először a Budapesti Kutatóreaktor két besugárzó csatornájában felaktiváltuk, majd HPGe detektor segítségével követtük az aktivációs termékek lecsengését. Neutronaktivációs analízissel (NAA) és prompt-gamma aktivációs analízissel (PGAA) a minták összetételét is meghatároztuk. Ezeket bemenő paraméterként felhasználva MCNPX-Cinder1.05 szimulációs kódok segítségével reprodukáltuk a besugárzásokat. A mért- és szimulált aktivitások közötti eltérés általában 20% alatt maradt, így a kutatás során összeállított beton anyagösszetétel felhasználható felaktiválódásból származó dózisok számításához, hulladékindex becsléshez.*

*neutronaktivációs mérés, felaktiválódás szimuláció, beton, MCNP, Cinder*

## BEVEZETÉS

Az Európai Neutronkutató Központ (European Spallation Source (ESS) ERIC [1] jelenleg gördülő tervezéssel épül a svédországi Lund városában. Mivel egyes épületrészek már elkészültek, így lehetőségünk nyílt mintát kapni a kivitelező Skanska cég által használt szabványos betonból (a későbbiekben: Skanska beton) [2]. A betonmintán teljes körű elemanalitikai vizsgálatot végeztünk, továbbá azonosítottuk azon elemek körét, melyek

neutronsugárzás hatására történő felaktiválódása problematikus lehet a személyzetet érő dózis vagy radioaktív hulladékkezelés szempontjából.

A kutatásnak több célja is volt. Egyrészt szerettünk volna egy olyan, mérésen alapuló összetételt rendelni a Skanska betonhoz, ami hozzájárulhat a még tervezés alatt álló épületrészek sugárvédelmi szimulációihoz, azok fejlesztéséhez, lehetővé téve a keletkezett gamma-sugárzó radioizotópok dóziszárulékainak minél pontosabb figyelembe vételét. Másrészt az általunk meghatározott összetétel a beton szerkezetek felaktiválódásának becsléséhez is felhasználható. Végül cél volt az is, hogy rámutassunk egy ilyen munka kritikus pontjaira, és egy általánosan használható eljárást dolgozzunk ki, amit alapul lehet venni egyéb betonok összetételének mérésalapú meghatározásához is. Ez már csak azért is fontos, mert a nukleáris reaktorok reaktortartálya körüli betonvédelmek – mint a leszerelés során radioaktív hulladékká váló anyagok – kezelésében is meghatározó a bennük keletkezett radioizotópok mennyisége, ami a kiindulási összetétel függvénye [3].

## NEUTRONAKTIVÁCIÓS MÉRÉSEK

Mivel a kapott Skanska beton összetételére vonatkozóan nem álltak rendelkezésre információk, olyan mérési kombinációt szerettünk volna alkalmazni, mely mind a főkomponensekre, mind a felaktiválódás szempontjából fontos (nyom)elemekre kielégítő adatokat szolgáltat. Előbbit prompt-gamma aktivációs analízissel (PGAA) [4], utóbbit pedig neutronaktivációs analízissel (NAA) [5] valósítottuk meg a Budapesti Kutatóreaktorban (BKR) [6] a Nukleáris Analitikai és Radiográfiai Laboratórium segítségével. A mérési eredmények az 1. táblázatban láthatók. A három elem közül, melyek mindkét módszerrel mérhetőek voltak, a nátrium eredményei jó egyezést mutatnak, a vas és a szamárium esetében azonban a mérés bizonytalanságánál nagyobb az eltérés. Ez többek között arra vezethető vissza, hogy a betonok meglehetősen heterogén anyagok, és a két módszerrel nem pontosan ugyanazt a mintát mértük le.

1. táblázat: A Skanska beton PGAA és NAA módszerrel mért összetétele

Elem	PGAA	Szórás [%]	NAA	Szórás [%]
Főkomponensek [w%]				
H	0,35	2,1		
C	0,55	57,1		
Na	0,55	2,7	0,56	3,8
Al	2,59	2,6		
Si	34,12	1,3		
S	0,31	3,2		
K	1,28	2,6		
Ca	8,36	3,0		
Ti	0,16	3,1		
Mn	0,05	3,2		
Fe	1,61	3,2	2,10	3,7
O	50,46	2,4		
Nyomszennyezők [mg/kg]				
B	25,2	1,3		
Cl	151	1,8		
Sm	1,73	1,9	2,3	4,0
Gd	2,2	6,0		
Sc			4,8	3,6

Elem	PGAA	Szórás [%]	NAA	Szórás [%]
Cr			109,8	3,9
Co			7,7	4,1
Zn			65,7	8,0
Rb			65,9	7,8
Sb			1,3	11,3
Cs			1,1	10,9
Ba			404,7	5,9
La			14,6	3,9
Ce			38,9	4,2
Nd			17,3	9,1
W			174,7	3,8
Th			6,1	4,1
Eu			0,6	4,5
Hf			4,7	5,9
Tb			0,4	9,4
Yb			1,7	5,4
Ta			0,4	10,0

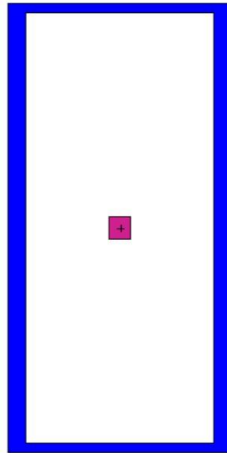
Az NAA mérések során egy-egy ~0,1 g tömegű mintát sugaraztuk be a BKR 'Termikus-' (17-es) és 'Gyors' csatornájában (47-es) 2–2 órán keresztül. A besugárzások alatt rendre  $1,6 \cdot 10^{17}$  és  $7,3 \cdot 10^{17}$  neutron fluens érte a mintákat. A felaktivált mintákban az izotópok bomlását 5–5 mérés HPGe detektoron követtük egy háromhetes időszak alatt, először 4 nap hűtés után végezve mérést. A mérési adatokból a bomlási egyenlet segítségével további hűtési időkre is számoltunk aktivitáskoncentráció értékeket. Az 1 és 5 éves bomlási időtartamra számolt értékek a radioaktív hulladék kezelés szempontjából fontos izotópokra mutattak rá. Emellett kiszámoltuk, hogy a  $t_0$  időpillanatban – amely alatt a besugárzás végét értjük (a bomlás szempontjából ez a 0 időpont) – mennyi az egyes izotópok aktivitáskoncentrációja. Ezt mintegy referencia időpontként használtuk a szimulációkkal való összehasonlításához, így ezek az értékek megtalálhatók a 2. táblázatban. Mivel arra is szerettünk volna rámutatni, hogy mely izotópok igazán fontosak a felaktiválódás szempontjából, így meghatároztuk azt a 15 gamma-sugárzó izotópot (kulcsizotópot), melyek a mérés kezdetétől az 5 éves extrapoláció végéig folyamatosan az összaktivitás-koncentráció legalább 80%-áért feleltek, a sugárvédelmi szempontból kiemelten fontos időszakokban (néhány nap hűtés és legalább 1 év hűtés) pedig az összaktivitás-koncentráció legalább 90%-áért. A 2. táblázat csak ezen kulcsizotópokra vonatkozó információkat tartalmaz.

## A MÉRÉSEK SZIMULÁCIÓS REPRODUKCIÓJA

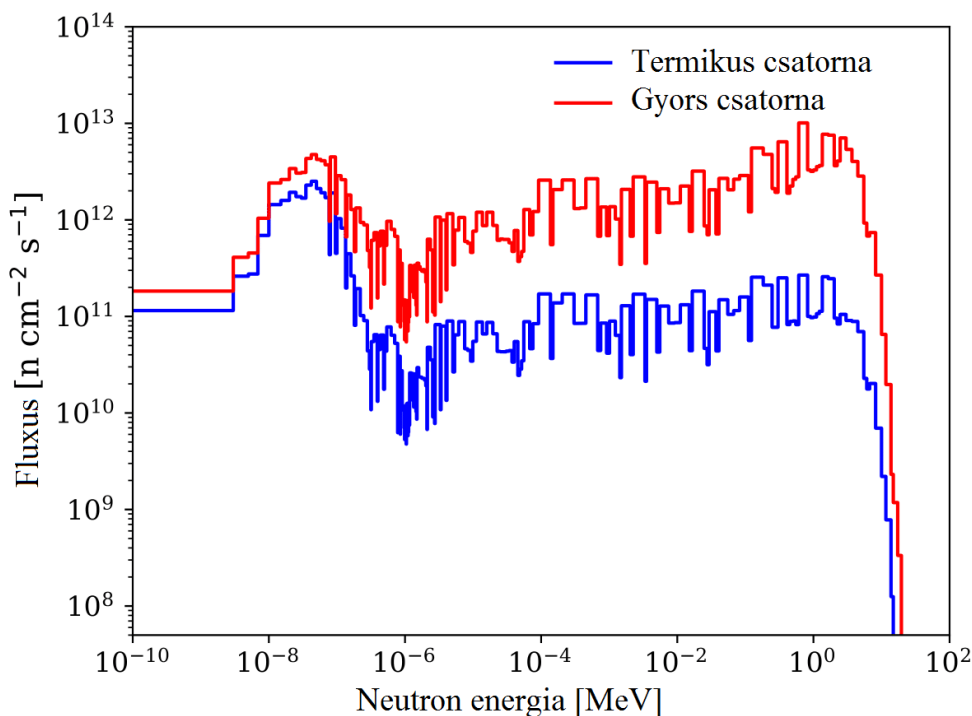
A Budapesti Kutatóreaktorban való besugárzásokat MCNPX [7] és Cinder1.05 [8] kódok segítségével reprodukáltuk. Ez a kódpár úgy működik, hogy először az MCNP Monte Carlo módszerrel kiszámítja a neutron fluxust a mintában. Ezt követően a Cinder analitikus számításokkal meghatározza a mintában található elemek felaktiválását és bomlását a megadott időpontokra. Harmadik lépésben a Cinder képes olyan gamma-sugárforrást is generálni, mellyel az MCNP dózist tud számolni utána, de ennek a tanulmánynak nem volt célja eljutni eddig.

A besugárzó csatornákat egy egyszerű elrendezéssel képeztük le, ami az 1. ábrán látható. Az alumínium mintatartót és a közepén lévő mintát egy 20x20x20 cm-es homogén térfogati neutronforrással vettük körbe. A neutronforrás intenzitása és energiaszórása eltérő volt a két

csatorna esetén. A fluxus adatokat a 2. ábra tartalmazza. Az anyagkártyák (anyagösszetételek) összeállítása a mérési eredmények alapján történt (1. táblázat). Amely mintákon PGAA és NAA mérés is történt, ott az NAA mérési eredményét használtuk. A szimulációkban a Skanska beton névleges sűrűségével,  $2,33 \text{ g/cm}^3$ -rel számoltunk.



1. ábra: A szimulációk során alkalmazott besugárzási geometria. Kékkel jelöltük az alumínium mintatartót, ami 10 cm hosszú, 2,1 cm belső átmérőjű és 0,4 cm falvastagságú. Középen található a lila színnel jelölt minta, mely egy  $0,5 \times 0,5 \times 0,5 \text{ cm}$ -es kocka.

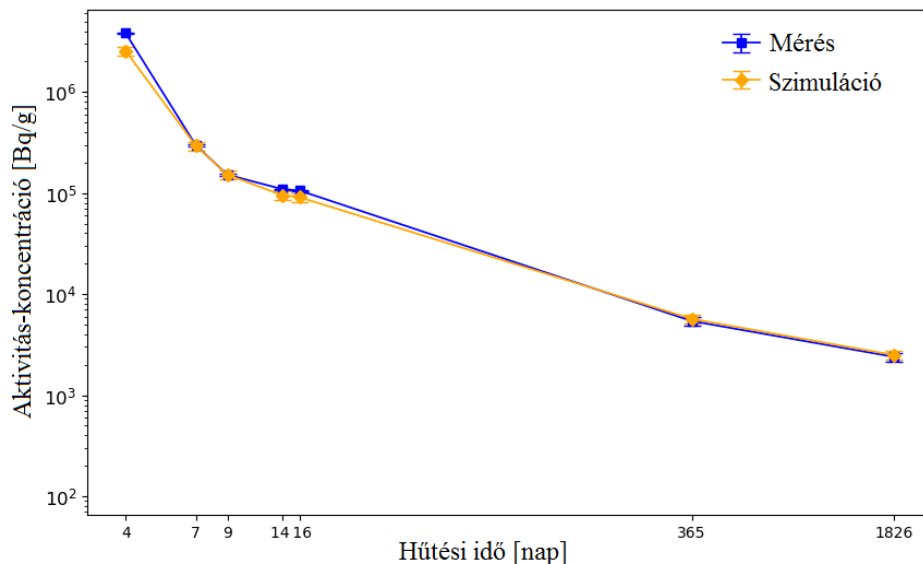


2. ábra: Neutronspektrum a BKR Termikus- és Gyors csatornájában [6]

Először az összaktivitás-koncentrációk szimulációjának eredményeit hasonlítottuk össze a mérési eredményekkel. Mérések esetén ez a mért, 1 és 5 év esetén pedig a mérésekből extrapolált 28 izotóp aktivitáskoncentrációjának összegét jelentette, míg szimulációknál a 15 kulcsizotópét. Ezen a ponton kiemelnénk, hogy a Cinder nem túl felhasználóbarát az aktivációs termékek szűkítésének tekintetében. Jelen esetben összesen 1350 radioaktív

izotópot tartalmazott az eredmény táblázatunk, így fontos volt használni a kiértékelés során a mérések tapasztalatait, melyek lehetővé tették, hogy a valóban fontos és releváns izotópokkal tudjunk tovább dolgozni. A két adatsor a legtöbb pontban 5% alatti eltérést mutatott (3. ábra). Ez alól kivétel az első pont, ahol 33% volt az eltérés. Itt a problémát az jelenthette, hogy a nagy aktivitások nagy holtidőkhöz vezettek a HPGe detektorban, így a mérés viszonylag pontatlan volt, és ezt nem tükrözte kellőképpen a kiértékelő program által számított szórás. A 14 és 16 napos hűtési időknél 13–15% volt az eltérés. Ez körülbelül megfelel a szimuláció eredményébe bele nem számolt, nem kulcsizotópok mennyiségének.

Összaktivitás-koncentráció a Skanska betonban

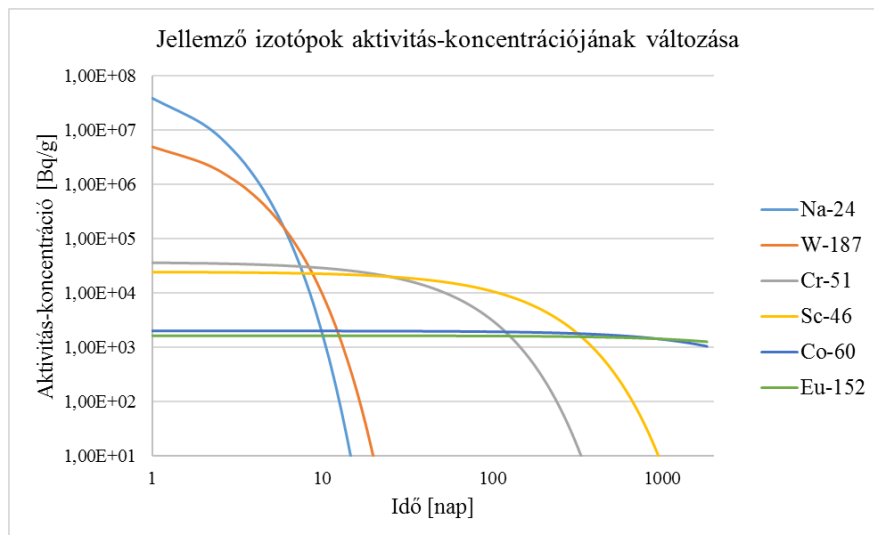


3. ábra: A mért-és szimulált összaktivitás-koncentráció a Skanska betonban a Termikus csatornában való felaktiválás utáni 4. nap és 5. év között

Annak szemléltetésére, hogy az összaktivitás-koncentrációban hogyan változik az egyes izotópok szerepe, aránya, ábrázoltuk 6 jellemző izotóp aktivitás-koncentrációjának változását a Termikus csatornában történt besugárzás után szintén 5 éves távlatban. A radioizotópok közül kettő körülbelül az első 10 napban, kettő az első 100 napban, 2 pedig 1000 nap fölött járul hozzá jelentős mértékben az összaktivitás-koncentrációhoz (lásd 4. ábra).

Ezt követően a 15 kulcsizotóp aktivitáskoncentráció értékeit hasonlítottuk össze (lásd 2. táblázat). Az izotópok felezési idő szerint növekvő sorrendben szerepelnek a táblázatban ( $^{24}\text{Na}$  15 óra  $\rightarrow$   $^{152}\text{Eu}$  13,5 év). Az összehasonlítást elvégeztük a Gyors- és a Termikus csatornában kivitelezett besugárzások esetében is. A mérés és szimuláció közötti eltérés általában 20% alatt maradt a  $^{86}\text{Rb}$ -nál ( $T_{1/2} = 18,63$  nap) hosszabb felezési idejű izotópokra. A nagyon rövid felezési idejű izotópoknál a nagyobb eltérések oka a már említett nagyon nagy kezdeti aktivitások okozta nagy holtidőből fakadó mérési bizonytalanság növekedés. A többi izotóp közül nagyobb eltérés tapasztalható egyrészt a  $^{54}\text{Mn}$  esetén, mely valószínűleg a gyorsneutron-aktiváció (n,p) pontatlanabb szimulációjának következménye (míg a többi izotóp általában (n, $\gamma$ ) reakcióval keletkezett). Emellett a  $^{233}\text{Pa}$ -nál volt nagyobb az eltérés. Ez sem „sima” (n, $\gamma$ ) reakcióval keletkezik, hanem az (n, $\gamma$ ) reakcióval keletkező  $^{233}\text{Th}$  ( $T_{1/2} = 22$  perc) leányeleme. Ez mind az elemi összetétel kiszámításában- mind a szimulációban okozott némi bonyodalmat és bizonytalanságot.





4. ábra: 6 jellemző izotóp aktivitás-koncentrációjának változása a Skanska beton Termikus csatornában történő 2 órás besugárzása után az 5 éves hűtési időtartam alatt

2. táblázat: A mérés- és szimuláció eredményének izotóponkénti összehasonlítása  $t_0$  időpontban a meghatározó radioizotópok esetében

Izotóp	$T_{1/2}$	Termikus csatorna			Gyors csatorna		
		Mérés [Bq/g]	Szimuláció [Bq/g]	Eltérés [%]	Mérés [Bq/g]	Szimuláció [Bq/g]	Eltérés [%]
Na-24	15 óra	1,19E+08	1,52E+08	22	5,09E+08	4,07E+08	-25
W-187	24 óra	9,99E+06	9,16E+06	-9	5,36E+07	4,36E+07	-23
La-140	40 óra	4,72E+05	4,36E+05	-8	1,16E+06	1,20E+06	4
Sm-153	46 óra	5,59E+05	4,39E+05	-27	2,16E+06	2,56E+06	15
Yb-175	4,2 nap	6,03E+04	3,95E+04	-53	1,04E+05	1,02E+05	-2
Rb-86	19 nap	1,42E+04	1,44E+04	2	6,75E+04	8,41E+04	20
Pa-233	27 nap	6,49E+03	5,49E+03	-18	1,55E+04	2,82E+04	45
Cr-51	28 nap	3,74E+04	4,13E+04	9	9,18E+04	1,10E+05	17
Fe-59	45 nap	2,47E+04	2,16E+04	-15	6,00E+04	6,21E+04	3
Sc-46	84 nap	2,48E+04	2,67E+04	7	5,91E+04	7,02E+04	16
Zn-65	244 nap	1,20E+03	1,23E+03	2	3,58E+03	3,88E+03	8
Mn-54	312 nap	1,59E+02	3,84E+02	59	1,10E+04	2,11E+04	48
Cs-134	2,1 év	3,76E+02	3,31E+02	-14	1,56E+03	1,71E+03	9
Co-60	5,3 év	2,02E+03	1,88E+03	-8	4,93E+03	5,73E+03	14
Eu-152	13,5 év	1,65E+03	1,78E+03	7	4,30E+03	4,73E+03	9

## ÖSSZEFOGLALÁS

Az ESS-től kapott ismeretlen összetételű Skanska beton összetételének meghatározását sikeresen elvégeztük PGAA és NAA segítségével. A mérések elvéből fakadóan a mért összetételek tartalmazzák az összes neutronaktiváció hatására számottevő bomlási gamma-sugárzást kibocsátó elemet. A mért radioizotópok közül meghatároztuk a legfontosabb gamma-sugárzó izotópokat (2. táblázat) és azok anyaelemeit is: Na, W, La, Sm, Yb, Rb, Th, Cr, Fe, Sc, Zn, Cs, Co és Eu. MCNPX és Cinder1.05 szimulációs kódok segítségével, nagy pontossággal reprodukáltuk a méréseket, így az előállt anyagösszetételek alkalmasak sugárvédelmi szimulációkhoz az ESS-ben.

## IRODALOM

- [1] S. Peggs, "ESS Technical Design Report" jelentés azonosító: ESS-DOC-274. 2013.
- [2] "Skanska - Sweden." [Online] <https://www.skanska.se/en-us/> Elérés: 2019.09.04.]
- [3] T. Žagar, M. Božič, és M. Ravnik, "Long-lived activation products in TRIGA Mark II research reactor concrete shield: Calculation and experiment" *J. Nucl. Mater.*, vol. 335, no. 3, pp. 379–386, 2004.
- [4] L. Szentmiklósi, T. Belgya, Z. Révay, és Z. Kis, "Upgrade of the prompt gamma activation analysis and the neutron-induced prompt gamma spectroscopy facilities at the Budapest research reactor" *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, vol. 286, no. 2, pp. 501–505, 2010.
- [5] L. Szentmiklósi, D. Párkányi, és I. Sziklai-László, "Upgrade of the Budapest neutron activation analysis laboratory" *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, vol. 309, no. 1, pp. 91–99, 2016.
- [6] Budapesti Kutatóreaktor – Energiatudományi Kutatóközpont." [Online] <https://www.ekcer.hu/budapesti-kutatoreaktor/> Elérés: 2020.10.23.
- [7] D. B. Pelowitz, "MCNPX<sup>TM</sup> User's Manual" no. April. LANL, 2011.
- [8] W. B. Wilson, S. T. Cowell, T. R. England, A. C. Hayes, és P. Moller "A Manual for CINDER'90 Version 07.4 Codes and Data LA-UR-07-8412." LANL, 2008.

Készült a SOMOS Alapítvány támogatásával

## A VÉDŐCSÖBLOKK EMELÉSÉT MONITOROZÓ DOZIMETRIAI MÉRŐRENDSZER ÚJRAKALIBRÁLÁSA

Bujtás Tibor<sup>1</sup>, Csurgai József<sup>2</sup>, Kiss Mihály<sup>1</sup>, Makovecz Gyula<sup>1</sup>, Marusa Andor\*<sup>1</sup>, Nagy Gábor<sup>2</sup>, Solymosi József<sup>2</sup>, Zsille Ottó<sup>2</sup>

<sup>1</sup>MVM Paksi Atomerőmű Zrt., 7031 Paks, Pf. 71

<sup>2</sup>SOMOS Környezetvédelmi Kft., 1118 Budapest, Sasadi út 70.

\*[marusaan@npp.hu](mailto:marusaan@npp.hu)

A kézirat beérkezett: 2020.01.16.

Közlésre elfogadva: 2021.05.03.

*Recalibration of the monitoring system of the fuel-cassette-free state of the control rod sleeves*

*Lifting the control rod sleeves (CRS) is one of the initial steps of the refueling of the VVER-400-213 type reactor, which are operating at Paks NPP. If any fuel-cassette adheres to the CRS during its lift, it can result in unplanned exposure of the workers.*

*The recalibration was necessary, because the first calibration of the monitoring system had been implemented 20 years ago, and Paks NPP had changed the fuel cycle from 12 months to 15 months. The task was performed under the refueling outage of unit 1 in 2018.*

*This work provides an overview about the completed tasks and the evaluation of the measurement data.*

*Keywords: Control rod sleeves, fuel-cassette, calibration*

***A védőcsőblokk (VCSB) kiemelése a reaktorból a VVER-440-213 típusú reaktorok esetében az üzemanyag átrakás kezdő lépései közé tartozik. Ha az emelés során fűtőelem kazetta tapad fel a VCSB-re, az a dolgozóknál jelentős dózisznövekedést eredményezne.***

***A feltapadt fűtőelem kazetta monitorozására kifejlesztett rendszer csaknem 20 éve történt első kalibrációja óta eltelt idő, valamint az új, 15 hónapos kampányban működő zóna miatt szükségessé vált az ismételt kalibrálás. A feladatot 2018-ban az 1. blokk leállása alatt, a zóna átrakási időszakban végzett mérések alapján végeztük el.***

***Jelen munka áttekintést ad az elvégzett feladatokról és a kapott adatok kiértékeléséről.***

***Kulcsszavak: védőcsőblokk, fűtőelem, kalibrálás***

### BEVEZETÉS

A védőcsőblokk (VCSB) kiemelése a reaktorból a VVER-440-213 típusú reaktorok esetében az üzemanyag átrakás kezdő lépései közé tartozik. A VCSB funkciója a kazetták felülről történő pozicionálása, valamint megvezeti az abszorbens, szabályozó és biztonságvédelmi célokat szolgáló rudakat. Ha az emelés során fűtőelem kazetta tapad fel a VCSB-re, és azt felső szállítási helyzetbe hoznánk, akkor a fűtőelem köteg kiemelésre kerülne, a VCSB visszarakása lehetetlenné válna, ezen kívül a dolgozóknál jelentős dózist eredményezne.

A VCSB fűtőelem kazetta mentességének ellenőrzésére a PA Zrt. Dozimetriai Üzeme kifejlesztett egy dózisteljesítmény-mérőkön alapuló monitoring rendszert, amely alkalmas volt a zóna közepén lévő pozíciók kivételével arra, hogy egy esetleges feltapadás effektusát jelezze. A rendszer továbbfejlesztésébe bevonták 1998–1999-ben a SOMOS Kft-t is, majd a PA Zrt. Sugárvédelmi Osztályával történő együttműködésben kialakult a máig is sikeresen működő monitoring rendszer [1]. A rendszer 2 db hordozható gamma-spektrométert és 4 db gamma-dózisteljesítmény mérőt foglal magába, melyek a hidegági csonkokra szerelve

helyezkednek el.

A rendszer a paksi atomerőmű blokkjainak eredeti kampányának megfelelő fűtőelem kötegei emelési effektusainak detektálására lett tervezve, ezen kívül egy esetleges feltapadás esetén képes volt becslést adni a feltapadt kazetta pozíciójára is [2]. A kalibráció mérési adathalmazának alapját a leállás alatti kazettaemelések dózisteljesítmény mérőkön mért effektusai szolgáltatták, ahol a távolság függvényében – figyelembe véve az acélréteg és a vízréteg gyengítését – regressziós összefüggéssel meg lehetett becsülni a detektor-kazetta távolságot [2],[3]. Itt meg kell jegyeznünk, hogy a feltapadás pozíciójának meghatározása valójában nem is egy kazettára koncentrálnak, hanem a mérést és a számításokat terhelő nagy kumulatív hiba miatt mindig is a kiszámolt pozíció körüli 6-16 kazettát tartalmazó régiót jelentette. A mérőrendszer részét képező gamma-spektrométerek érzékenysége lehetővé tette a zóna közepén levő pozíciókban is az esetleges feltapadás egyértelmű detektálását, amit amúgy a dózisteljesítmény-mérők nem „láttak”[2]. Az új, 15 hónapos kampányban működő zóna esetén a rendszer csak a feltapadás detektálását tudja végrehajtani, a pozíció meghatározását valószínűleg tévesen, vagy a szokásosnál nagyobb hibával képes végezni. A rendszer első kalibrálása óta mintegy 19 év telt el, és a rendszer mérést végző elemeinek jelentős része szükségszerűen kicserélődött, ez óhatatlanul a detektorok hatásfokának változását vonta maga után. Így ismételt kalibrálására szükség volt.

A rendszer újra kalibrálását az 1. blokk leállítását követően, 2018. november 16-21 közötti zóna átrakási időszakban végzett mérések alapján végeztük el.

A zóna átrakás időszakában a monitoring rendszer dózisteljesítmény mérői 222 fűtőelem-kazetta emelését regisztrálták, ebből 19 kazetta emelésére felvettünk gamma-spektrumokat is. A monitoring rendszer ezen kívül, a zónában való fűtőelem mozgások, visszahelyezések nagy részét is regisztrálta mintegy 300 lépés terjedelemben, melyek feldolgozása járulékos információkat biztosíthat az adatkiértékelés fejlesztéséhez.

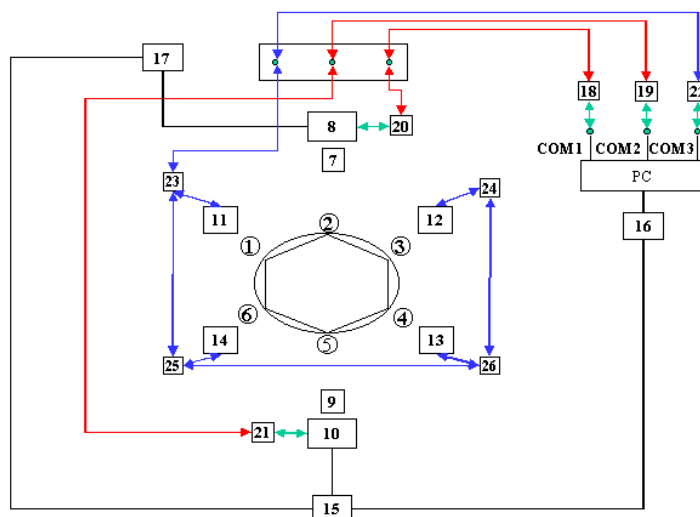
Az emelési dózisteljesítmény effektusok és a felvett gamma-spektrumok adatainak feldolgozásából és kiértékeléséből sikerült pontosítani a rendszer érzékenységét, a zóna egyes detektorokkal való lefedettségének, illetve átfedettségének mértékét, valamint a kollimált gamma-spektrométerek látószögét.

## **A MONITORING RENDSZER FELÉPÍTÉSE, MŰKÖDÉSE, A VELE SZEMBEN TÁMASZTOTT KÖVETELMÉNYEK**

### ***A monitoring rendszer felépítése***

A monitoring rendszer vázlatos felépítését az 1. ábra mutatja. Az ábrán lévő számok jelentése a következő

- 1,2,3,4,5,6 - hidegági hurkok,
- 7,9 CANBERRA HPGe detektorok,
- 8,10 CANBERRA INSPECTOR egységek,
- 11,12,13,14 BNS-98 (Gamma Műszaki ZRt.) dózisteljesítmény mérők
- 15,16,17 ~230 V hálózati kábeldobok
- 18,19,20,21 USB-LAN, LAN-USB átalakító egységek,
- 22 RS 232 RS 485 soros vonali átalakító egység,
- 23,24,25,26 BNS-98 - RS 485 soros vonali elosztó egységek.



1. ábra: A monitoring rendszer vázlatos felépítése [2]

A detektorok mérőpozíciójának kialakításakor alapvető szempont volt a zónára történő rálátás a főkeringtető vezeték falán keresztül, ahol kevésbé érvényesül a reaktortartály falának nagyfokú gyengítő hatása, ami a dózisteljesítmény-mérők esetében a rálátás szögét is meghatározza. A dózisteljesítmény-mérők az 1., 3., 4. és 6. hurkokon, jó közelítésben, egymásra derékszögben helyezkednek el (12-134. ábra). A gamma-spektrométerek esetében ezen kívül a kollimátor az, ami egyrészt a rálátást korlátozza, másrészt, az intenzív sugárzási térből származó szórt sugárzás nagyfokú holtidő-növelő hatását kompenzálja.

A 2. ábra mutatja a monitoring rendszer mérési pozícióját a csonkzónában, a főkeringtető vezeték hidegágára szerelve.

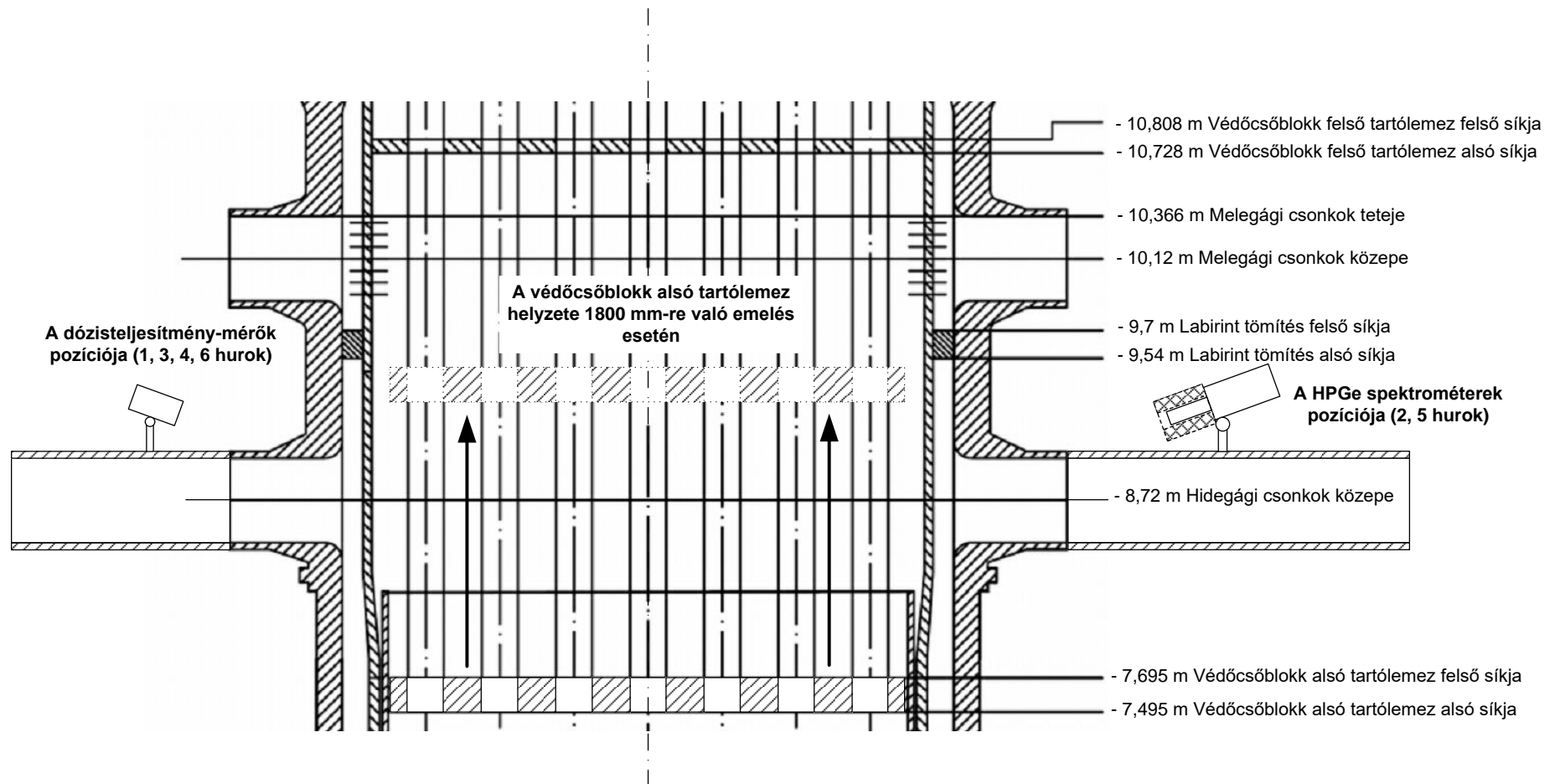
### ***A rendszer működése***

A rendszer két, egymással párhuzamosan mérő alrendszert foglal magában:

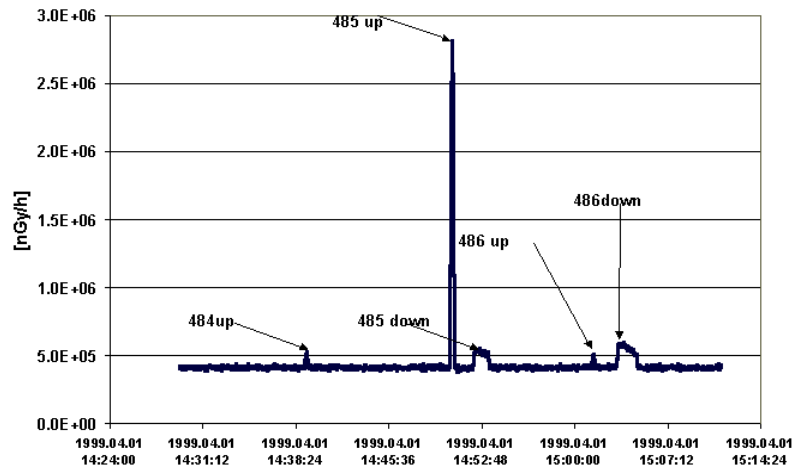
- dózisteljesítmény mérő;
- gamma-spektrometriás alrendszert.

### ***A dózisteljesítmény mérő alrendszer működése***

Az egyes kazetták felemeléskor fellépő többlétsugárzás mérhető az eleve magas háttérben is. A 2-es blokk átrakása során, 1998 áprilisában elvégzett tesztek bizonyították, hogy a zóna közepében található 19 kazetta kivételével a dózisteljesítmény mérők érzékenysége elegendő az emeléskor képződő csúcsok regisztrálására, a 3. ábra alapján:



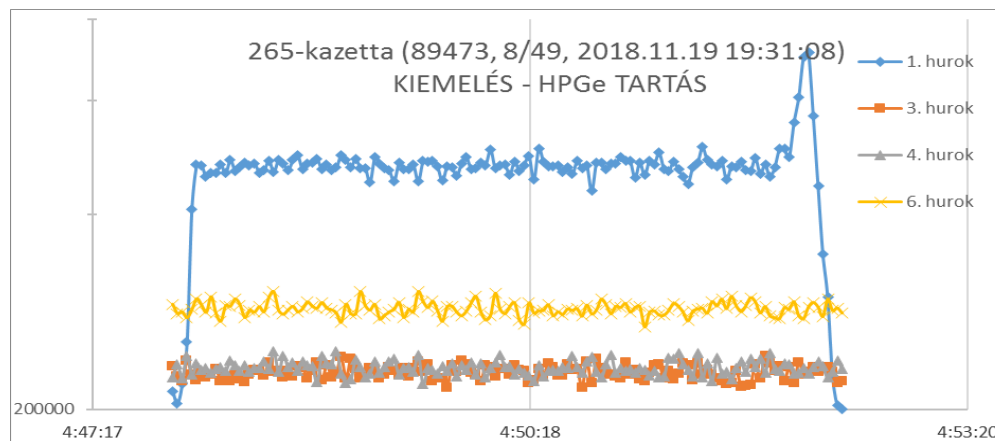
2. ábra: A monitoring rendszer mérési pozíciója a csonkzónában, a főkeringető vezetékek hidegágára szerelve



3. ábra: Kazetta emelés regisztrálása A diagramon látható effektusok azonosítása az átrakógép kartogram lépésszáma szerint történt. Természetesen, az adott lépésszámon megemelt kazetta pozíciójának ismeretében az emelési kartogram alapján vissza lehet követni a kazetta mozgását

Az egyes emelések különböző amplitúdója az adott fűtőelemek eltérő távolságától, a közbeeső acél és vízréteg vastagságától függ.

Négy gamma-dózisteljesítmény mérő detektor a hidegági hurkokra történő szerelése biztosítja, hogy az aktív zóna, a középső 19 kazetta kivételével kellő átfedéssel figyelhető, vagyis az egyes fűtőkötegek felemelését egyidejűleg két detektor is regisztrálja, és a regisztrált effektusok egymáshoz való viszonyából következtetünk a fűtőelemköteg és az egyes detektorok közötti távolságra, végső soron annak koordinátájára a klasszikus háromszögélés módszerével. A tesztmérések feldolgozatlan, nyers adatait a 4. ábra mutatja.



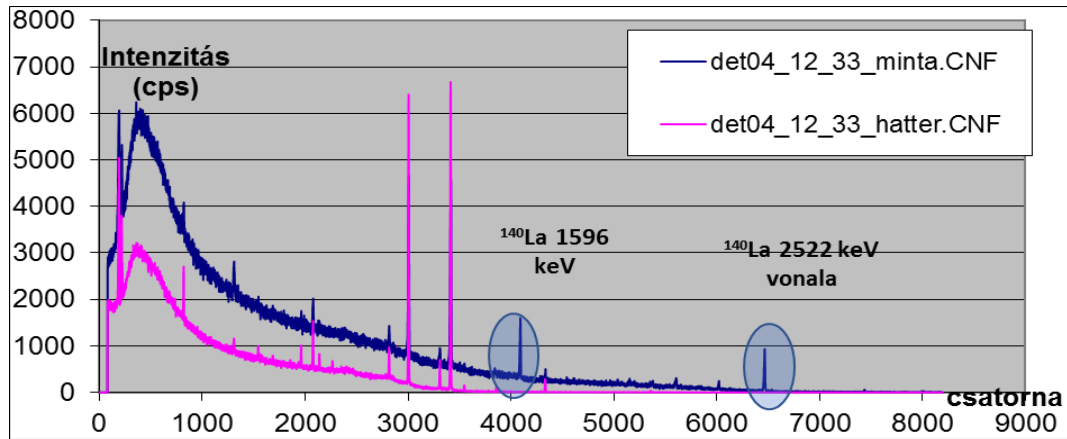
4. ábra: Egy megemelt kazetta okozta effektus, a gamma-spektrum felvételének ideje alatt, a diagram végén látható növekmény az 1. hurkon a kiemelés folytatása, a kazetta itt jobban látszik

#### *A gamma-spektrometriás alrendszer működése*

A két HPGe detektor a 2. és 5. hidegági hurokra telepítve, ólom kollimátorban elhelyezve és 20°-os szögben megdőntve van pozícionálva a zóna közepére úgy, hogy az 1800 mm-re megemelt VCSB esetén rálásson a zónára, illetve az esetlegesen felemelt kazettára. A

spektrumok feldolgozása során, ahogyan az előzőekben már említésre került, a kiértékelt szignifikáns csúcsok intenzitásai vissza lettek számolva az első spektrum felvételének időpontjára, mint referencia időpontra.

Kazetta feltapadás esetén szignifikánsan megjelennek a spektrumban a  $^{140}\text{La}$  nagyenergiájú (1596 és 2522 keV) vonalai (5. ábra), amelyek soha nem láthatóak abban az esetben, amikor a kazetták a helyükön, a tartórácsban helyezkednek el:



5. ábra: A 12-33-as pozícióban megemelt kazetta okozta változás a gamma-spektrumban, a háttérpektrumhoz képest

Az azonos csúcsok különböző detektorokon mért intenzitás arányai, valamint az egyes detektorok mért különböző csúcsok egymáshoz viszonyított intenzitás arányainak változása a feltapadt kazetta pozíciójának a függvénye, mivel a gamma-sugárzás lineáris gyengítése energiafüggő folyamat. A nagyenergiájú csúcsok intenzitása, valamint áthatolóképesége lehetővé teszi, hogy a HPGe detektorok átlássanak a zóna középső régióján és így a zóna közepe, valamint az adott detektortól távolabb eső régiók, a kollimátor által biztosított látószög függvényében biztosan monitorozhatók.

## A MÉRÉSEK VÉGREHAJTÁSA

A program végrehajtása 2018. november 16-21 között, az 1.blokk 35. kampányának főjavítása alatt történt. A rendszer telepítése után 30 perces háttérrel ellenőriztük a rendszer állapotát.

Az átrakás megkezdésével egy időben indítottuk a dózisteljesítmény mérők szoftverét, ami a teljes átrakás alatt folyamatosan rögzítette a dózisteljesítmény értékeket.

Az előre egyeztetett 19 kazetta pozíciónál 1 perces gamma-spektrum felvétel történt a félvezető detektorokkal.

A fűtőelem kazettamoogatások pontos időpontját a vezető átrakógép operátor rögzítette.

## A MÉRÉSI ADATOK KIÉRTÉKELÉSE

### *A dózisteljesítmény-mérők effektusainak kiértékelése*

A dózisteljesítmény-mérők adatainak kiértékelésekor egy egyszerű módszert követtünk és az alkalmazott összefüggésekben az alábbi paramétereket alkalmaztuk:

$E$	Az effektus nGy/h-ban mért átlagértéke
$E_{\max}$	Az effektus nGy/h-ban mért maximális értéke
$P_i$	Az effektus intervallumában mért pillanatnyi dózisteljesítmény



	értékek (nGy/h)
n	Az effektushoz tartozó értékek száma
$i_e$	Az effektus első dózisteljesítmény értékének indexszáma
$H_{1,2}$	Az effektus előtti és utáni háttér nGy/h-ban mért értéke
$sd_{1,2}$	Az effektus előtti és utáni háttér standard deviációjának nGy/h-ban mért értéke
$P_{cal}$	A kalibrációs függvényhez használt érték, a maximális effektusból és a két háttérből képezve (nGy/h)

A módszer lépései az alábbiak:

- az átrakógép-operátorokkal folyamatosan egyeztetett és pontosított kartogram alapján meghatároztuk az adott effektushoz tartozó kazetta mozgási idő- és adatintervallumot, vagyis az emelési effektushoz tartozó adatpontok számát (n), illetve az effektushoz tartozó első dózisteljesítmény érték indexét ( $i_e$ );
- az effektus intervallumában a dózisteljesítmény értékekből átlagot képeztünk (E) és meghatároztuk a maximális értéket ( $E_{max}$ );

$$E = \frac{\sum_{i=1}^{e+n} P_i}{n} \quad (1)$$

- az effektus előtti és utáni háttér értékekből, az effektus intervallumának háromszorosából átlagokat ( $H_1$ ,  $H_2$ ) és standard deviáció értékeket ( $sd_1$ ,  $sd_2$ ) képeztünk:

$$H_1 = \frac{\sum_{i=1}^{i_e-1} P_i}{3n} \quad (2)$$

$$sd_1 = \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^{i_e-1} (P_i - H_1)^2}{3n-1}}$$

$$H_2 = \frac{\sum_{i=i_e+n+1}^{i_e+4n+1} P_i}{3n} \quad (3)$$

$$sd_2 = \sqrt{\frac{\sum_{i=i_e+n+1}^{i_e+4n+1} (P_i - H_2)^2}{3n-1}}$$

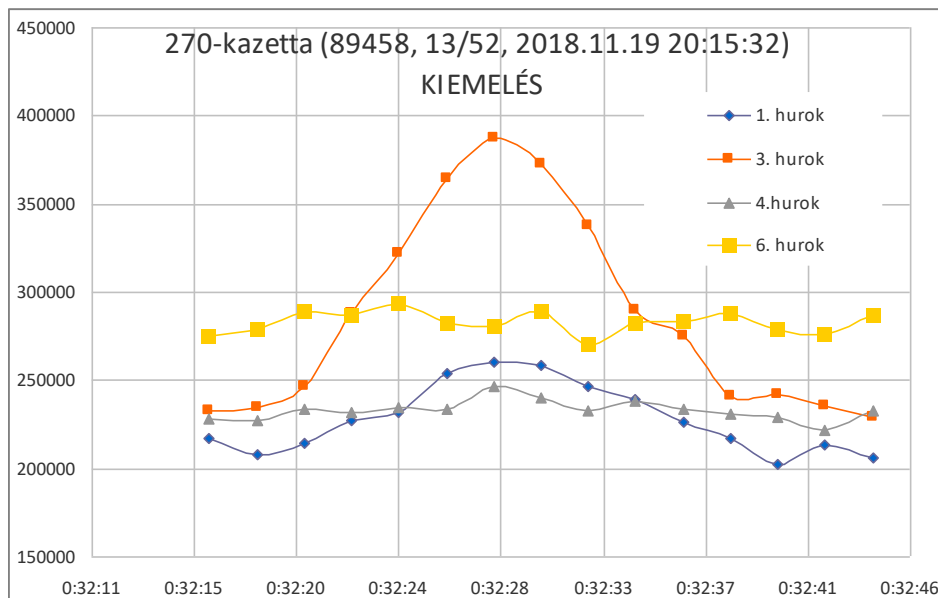
- az effektusnak az adott hurokról való mérhetőségéhez két feltétel egyidejű teljesülése szükséges. A későbbiekben ez lesz a kazetta felpadása detektálásának kritériuma is. A két feltétel az effektus előtti, illetve utáni háttérnek, az effektushoz való viszonyát vizsgálja. A feltétel teljesül, ha az effektus és a háttér különbsége nagyobb, mint az adott háttérhez tartozó standard deviáció háromszorosa. Ehhez az adott effektus átlagértékéből és az effektus előtti, valamint utáni háttér értékeiből különbségeket képeztünk, eldöntöttük, hogy az adott effektus egy adott hurokra telepített műszeren mérhető-e:

$$E - H_{1,2} > 3sd_{1,2} \quad (4)$$

- a kalibrációs függvényhez, ha az effektus a kritériumot kielégítette, a maximális effektus és a két háttér különbségének az átlagát használtuk:

$$P_{cal} = \frac{2E_{max} - H_1 - H_2}{2} \quad (5)$$

- Az alábbi diagramon (6. ábra) láthatjuk az egyik mért kazetta kiemelését és az effektus kiértékelésének lépéseit és számszerű adatait tartalmazó táblázatot (1. táblázat).



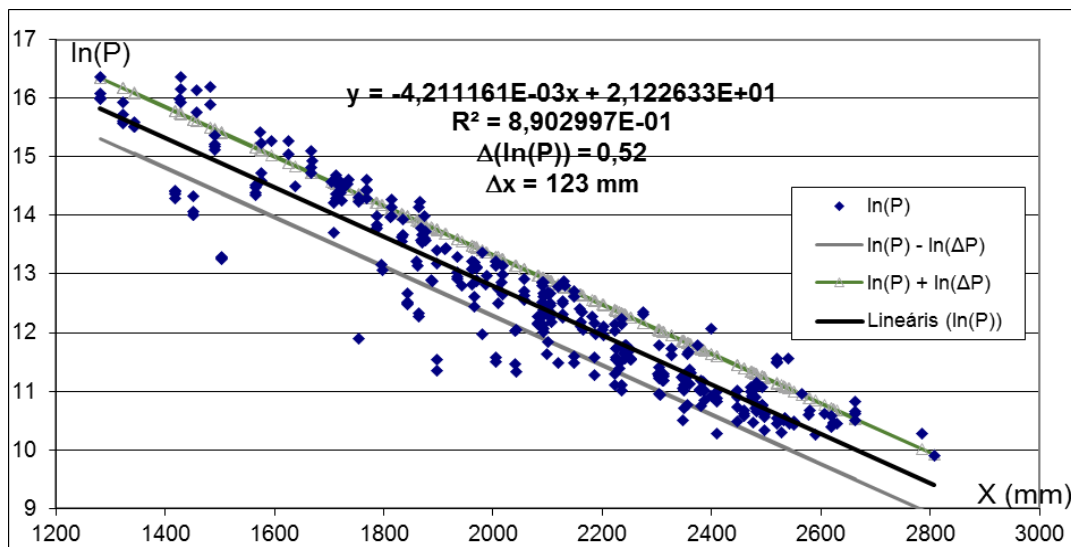
6. ábra: A 13/52-es kazetta kiemelési effektusának dózisteljesítmény-mérési adatai a monitoring rendszeren

1. táblázat. Sávhatárok: A 13/52-es kazetta emelési effektusának kiértékelése

BNS	1 (90001)			2 (90002)			3 (90003)			4 (90007)		
Hurok	1			3			4			6		
	H <sub>1</sub>	E	H <sub>2</sub>	H <sub>1</sub>	E	H <sub>2</sub>	H <sub>1</sub>	E	H <sub>2</sub>	H <sub>1</sub>	E	H <sub>2</sub>
	205136	228255	205717	225557	286729	227352	230020	233101	231205	281880	282831	284313
E <sub>max</sub>		260210			387030			246540			293250	
ΔP <sub>1</sub>	E-H <sub>1</sub>	23119			61171			3081			951	
ΔP <sub>2</sub>	E-H <sub>2</sub>	22538			59377			1895			-1482	
ΔP <sub>3</sub>	E <sub>max</sub> -H <sub>1</sub>	55074			161473			16520			11370	
ΔP <sub>4</sub>	E <sub>max</sub> -H <sub>2</sub>	54493			159678			15335			8937	
ΔP		54783			160575			15927			10153	
sd <sub>1</sub>		3934			6479			6508			8211	
sd <sub>2</sub>		5130			5312			5247			9559	
ΔP <sub>1</sub> > 3sd <sub>1</sub>		11317			41735			-16443			-23683	

A kiemelések effektusainak feldolgozott és kiértékelt adatait rögzítettük és meghatároztunk egy regressziós függvényt, amit egy adott effektust mért dózisteljesítmény mérőtől való

távolság becslésére lehet alkalmazni, valamint annak hibáját (7. ábra)



7. ábra: A mért dózisteljesítmény értékek távolságfüggése

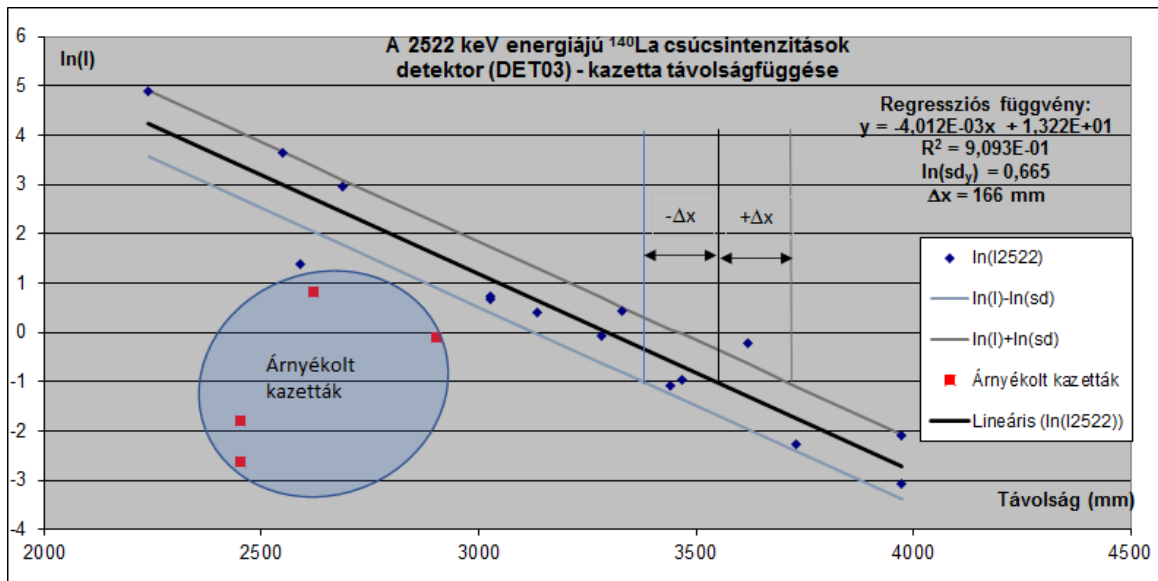
A középső régióban látható viszonylag kis effektusoknak oka a detektor és az adott pozíció között, a reaktortartály görbületevel növekedő acélfal gyengítő hatásában keresendő, míg a diagram két szélénél a regressziós egyenes felett található kazettákat az aktuális detektor nagyjából „szemben” látja.

### A gamma-spektrométerek adatainak kiértékelése

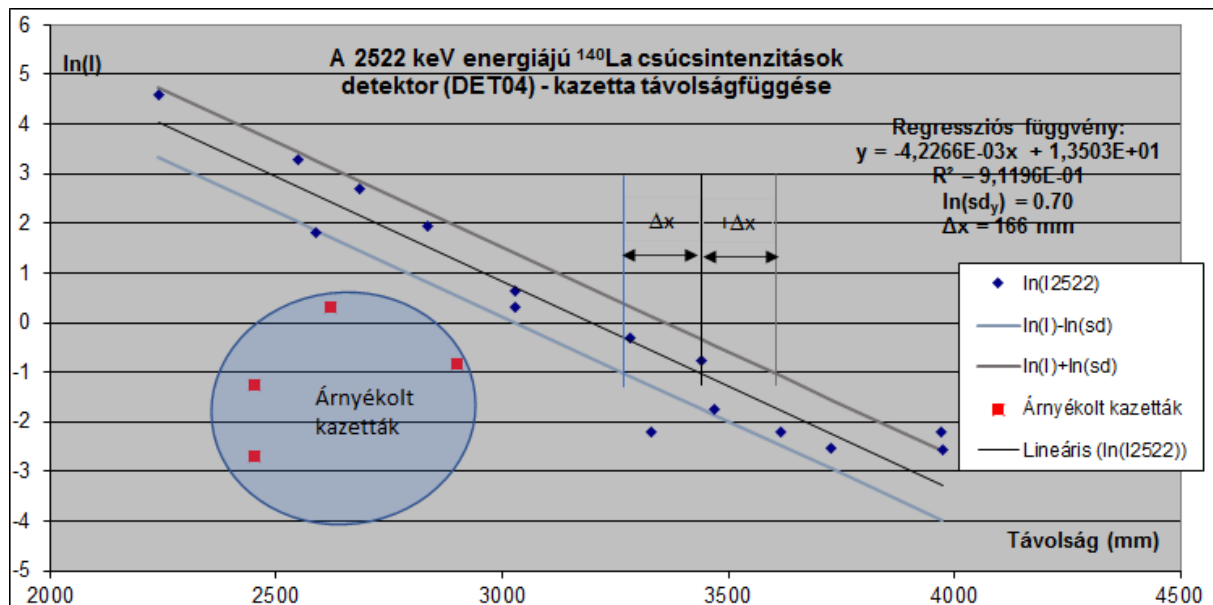
A kiértékelés során a felvett  $\gamma$ -spektrumok 140La csúcsintenzitásait vizsgáltuk a megemelt kazetta és a detektor közötti távolság függvényében. Mint már említettük, a lantáncsúcsok megjelenése önmagában is egyértelműen kazetta feltapadásnál jelenik meg, tehát feltapadás-indikátorként fogadjuk el. Ezenkívül, az acél- és vízréteg okozta csúcsintenzitás változása lehetőséget ad a feltapadás pozíciójának meghatározott hibával történő becslésére is. Az értékelés során arra kerestük a választ, hogy a mérési adatokból felállított regressziós függvény alkalmazásával, hasonló módon a dózisteljesítmény-mérőknél alkalmazott módszerhez, milyen hibával vagyunk képesek megbecsülni a feltapadt kazetta pozícióját. Az alábbi diagramokon (8. ábra és 9. ábra) a 140La 2522 keV-es csúcsának távolságfüggését ábrázoltuk. Azért nem az 1596 keV-es csúcs távolságfüggését jelenítettük meg, mert a nagyobb energiájú csúcs áthatolóképessége nagyobb, és kisebb szórás eredményezett a feldolgozás során. Amúgy teljesen analóg képet mutat, csak a 2522 keV-es csúccsal megbízhatóbb dolgozni. Mellesleg, furcsán hangzik ez akkor, ha figyelembe vesszük, hogy a két energia hozam aránya majdnem 28-szoros a kisebb energia javára!

Ezek az ábrák látható, hogy a regressziós függvény körüli statisztikus szórás értéke 166 mm volt mind a két spektrométer esetében. Mivel ez összemérhető a kazetták méretével, így gyakorlatilag egy adott pozícióra, és a körülötte lévő kazettákra korlátozódhat az értékelés.

Egyes esetekben nem működik a regressziós függvény alkalmazása, és most itt azon kazettákra utalunk, ahol a spektrométerek ugyan jeleztek lantáncsúcsot, azonban az emelés pozíciója a detektor rálátását már a kollimátoron keresztül tette lehetővé, ezáltal a távolsághoz képest igen gyenge effektust érzékeltek. Itt a lantáncsúcsok csak, mint feltapadás-indikátorok szerepelnek, azonban ezek a pozíciók már rendre két-két szomszédos dózisteljesítmény-mérő látószögébe esnek, így a pozíció meghatározást azok effektusai alapján végezzük.

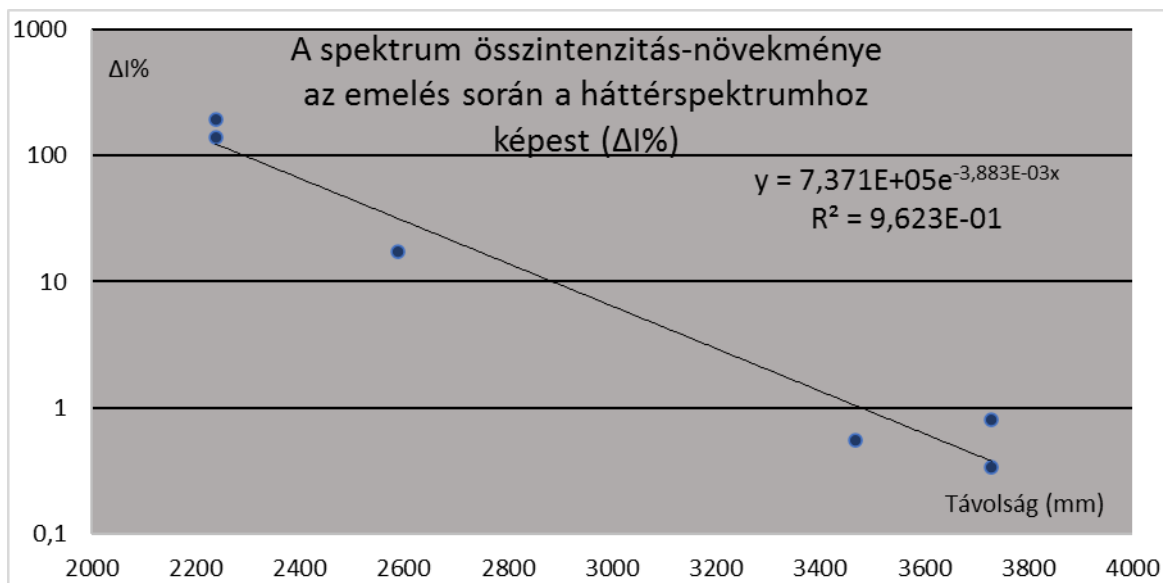


8. ábra: A DET03-as HPGe detektor (2. hurok) csúcsintenzitás-távolság függvénye



9. ábra: A DET04-as HPGe detektor (5. hurok) csúcsintenzitás-távolság függvénye

A spektrumok kiértékelésénél továbbá kérdés volt az is, hogy a háttérpektrumhoz képest hogyan változik a spektrum összintenzitása az emelés során. Sajnos, a mérések során a spektrumok felvételénél nem mindig volt lehetőség háttérrel mérni, hiszen az azt feltételezte, hogy a zóna „nyugalomban” van 100 s időtartamig, így csak 6 esetben tudtunk a „mintaspektrumhoz” háttérpektrumot is mérni, ezek összintenzitás-távolságfüggését a 10. ábra mutatja be.



10. ábra: A DET04-as HPGe detektor (5. hurok) csúcsintenzitás-távolság függvénye

Mindazonáltal az összintenzitás változása is a várakozásnak megfelelően alakult, szignifikánsan megnövekedett, ha olyan pozícióban történt az emelés, ahol a nagyobb energiájú lantáncsúcs is egyértelműen megjelent. Vagyis, megfordítva az állítást, ha a háttérspektrumhoz képest, az emelés során a spektrum összintenzitásának szignifikáns növekményét tapasztaljuk, az önmagában is a kazetta feltapadást jelenti, tehát feltapadás indikátorként fogadjuk el. Szignifikáns növekménynek meg önkényesen a spektrum összintenzitásának 5 %-os növekményét határoztuk, mivel ez egyértelműen, csakis a feltapadt kazetta járulékos sugárzásából fakad. Ha a spektrum összintenzitás-indikátora feltapadást jelez, ez mindenképpen együtt fog járni a lantáncsúcsok megjelenésével is.

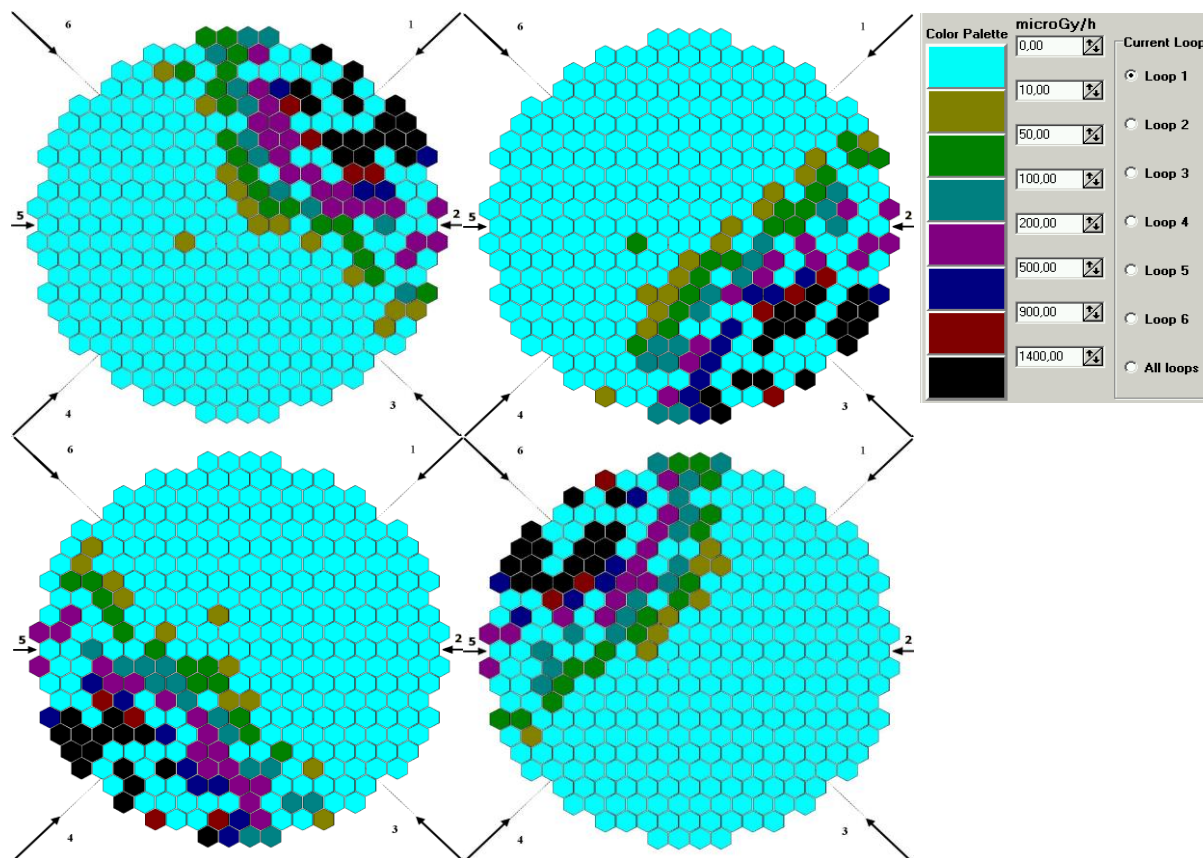
Itt most tennünk kell egy fontos megjegyzést. Felmerülhet a kedves olvasóban, hogy az emelési effektusok kiértékelésénél vajon miért nem vesszük figyelembe a kazetták különböző kiégettségi fokát, hiszen attól függően pl. a dózisteljesítmény egy adott távolságon mérve két-háromszoros, akár négyszeres eltérést is eredményezhet? A kézenfekvő válasz egyszerűen: csak. Ha nem akarjuk ilyen egyszerűen lezárni ezt a kérdést, akkor megpróbáljuk néhány pontban kifejteni:

- A válasz egzakt matematikai megközelítése ott van elrejtve a fentebb tárgyalt detektor-kazetta távolságfüggvény regressziós összefüggéseiben: a szórásértékek a különböző detektorokkal mért effektusoknál 123-167 mm-es tartományba esnek, ami összemérhető a kazetták méretével. Kétszeres szórás (vagyis a regressziós görbétől eggyel jobbra, és eggyel balra) a regressziós összefüggéseknél 1,2-1,5 nagyságrendi változást jelent mind a dózisteljesítményekben, mind a csúcsintenzitásoknál és mind a spektrum összintenzitás változásánál. Ez azt jelenti hogy egy pozícionyi távolságot tévedhetünk az esetek túlnyomó többségénél. És mi van, ha két pozíciót tévedünk? Semmi. Statisztika.
- A válasz gyakorlati megközelítése még egyszerűbb: amikor VCSB emelés folyik, és effektust jelez a rendszer, a legfontosabb, hogy az effektus feltapadást jelent. Arra nincs lehetőség, meg persze szükség sem, hogy az operátor kartogrammot böngésszen, ami nem a boxban van ott nála, hanem az átrakógép operátorainál, a csarnokban. A pozíció meghatározását terhelő hiba, amit a fentiekben tárgyaltunk, kumulatív és már tartalmazza a kazetták különböző kiégettségi fokából származó anomáliáit. Tehát az eredmény valójában egy kazetta pozíció mint a legvalószínűbb eset, illetve a körülötte lévő másik valószínű hat, kivéve az adszorber pozícióját.

## AZ AKTÍV ZÓNA „LÁTHATÓSÁGA” – A DÓZISTELJESÍTMÉNY MÉRŐK ÉS A GAMMA-SPEKTROMÉTEREK ÁLTALI LEFEDETTSÉGE

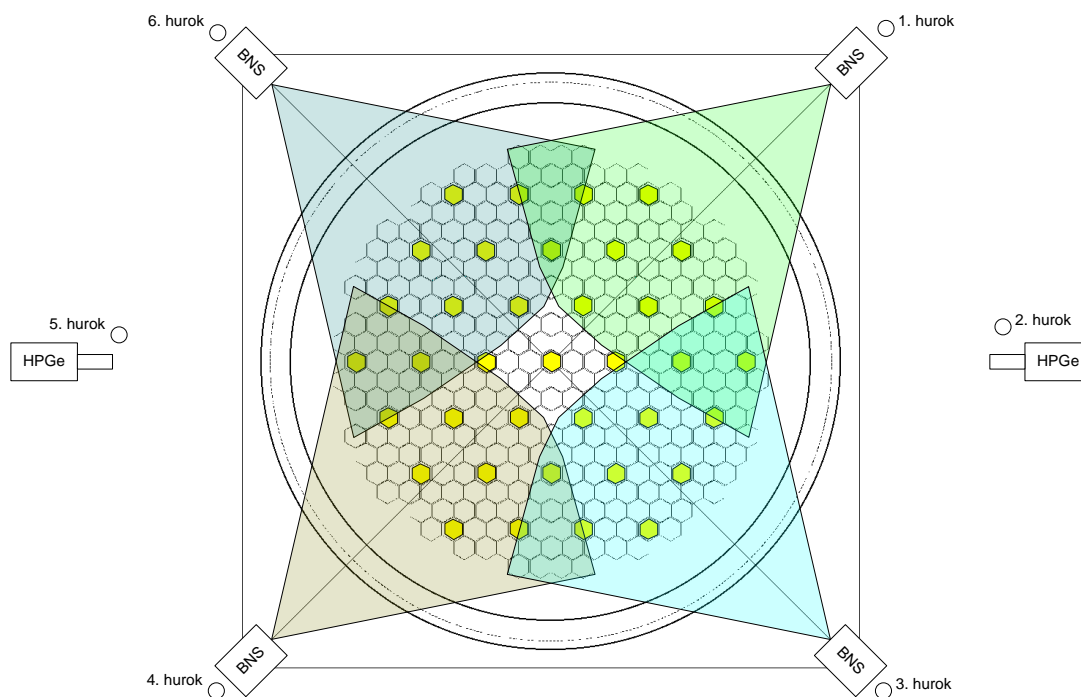
### A dózisteljesítmény-mérők adatai által lefedett kazetta pozíciók

Összességében, az aktív zóna az emelési effektusok maximuma alapján a BNS dózisteljesítmény-mérők által gyakorlatilag teljes egészében látható, ahogyan a 11. ábra szemlélteti.



11. ábra: A mért emelési effektusok megoszlása a BNS-dózisteljesítmény-mérők között. Látható a zóna nagyfokú át- és lefedettsége a dózisteljesítmény-mérők által, valamint az is, hogy a középső pozíciók éppen az alsó méréshatáron vannak.

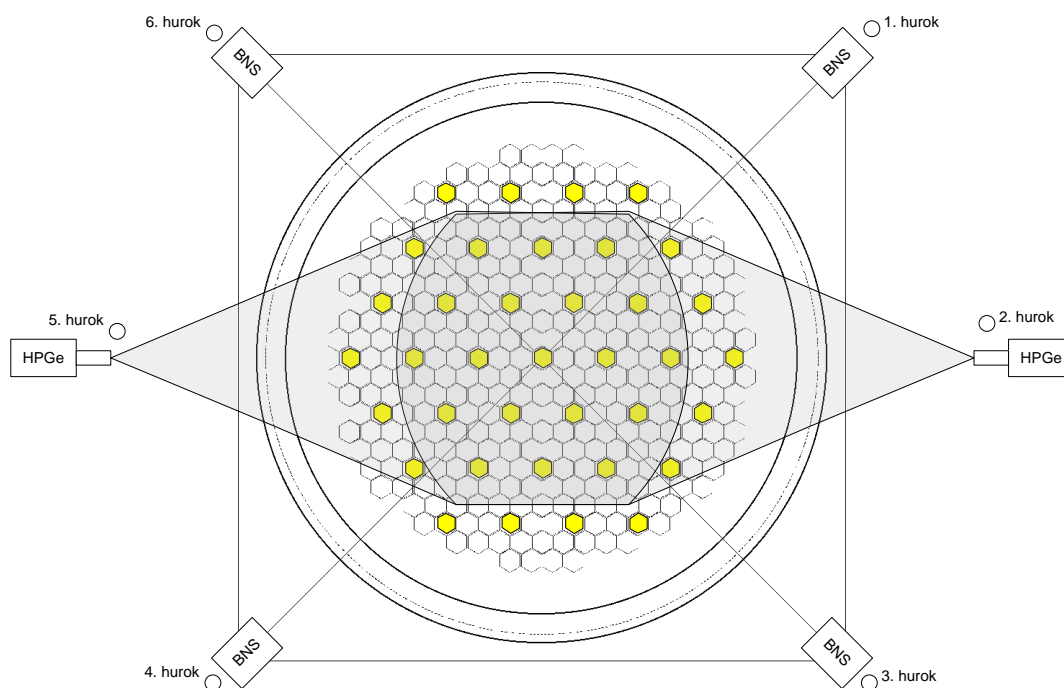
Mivel az effektusok kiértékelésénél az egyes kazetta pozíciókban a maximumokat vettük figyelembe, a továbbiakban konzervatív megközelítést kell alkalmaznunk, vagyis a méréshatáron levő pozícióktól a detektorokhoz egy pozíciónyi távolsággal közelebbi határon kell megállapítanunk az egyes detektorokkal történő láthatóságot. Így a középső hat kazetta pozíció (12-41, 11-42, 11-44, 12-45, 13-44, 13-42) a BNS dózisteljesítmény-mérőkkel nem látható, a körülöttük lévő pozíciók (12-39, 11-40, 10-41, 10-43, 10-45, 11-46, 12-47, 13-45, 14-45, 14-43, 14-41, 13-40) pedig valószínűleg a méréshatáron lesznek, azonban a zóna többi része minimálisan egy, vagy két dózisteljesítmény mérővel biztosan lefedett. A dózisteljesítmény-mérőkkel összességében minimálisan lefedett területet a 12. ábra mutatja.



12. ábra: Az aktív zóna BNS-dózisteljesítmény-mérők általi láthatósága

### A HPGe gamma-spektrométerek által lefedett régiók

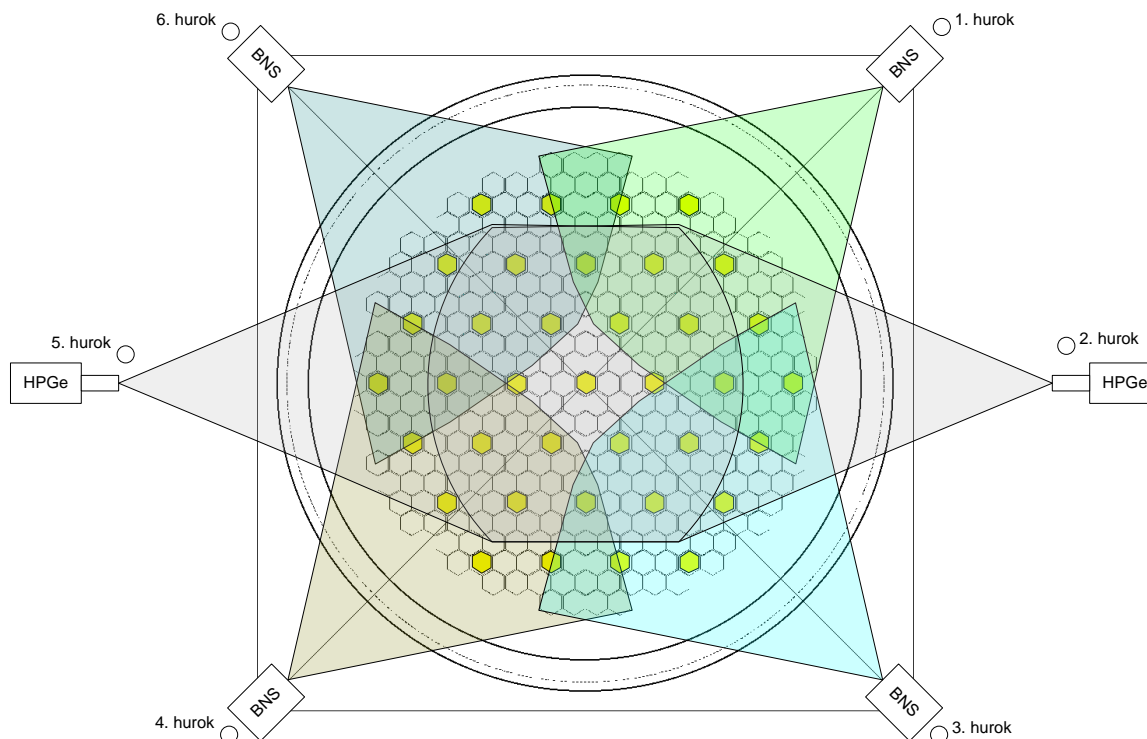
A 13. ábra lapján megfigyelhető, hogy a BNS detektorok által nem látható hat kazetta pozíció és a körülöttük lévő pozíciók is jól mérhetőek a félvezető detektorokkal. Szintén jól kivethető a kollimátorok által leárnékolt térrész.



13. ábra: Az aktív zóna HPGe gamma-spektrométerek által „látható” régiója, a látószöget döntően befolyásolja a kollimátor

## ÖSSZEFOGLALÁS

A 14. ábra összefoglalva mutatja a kapott eredményeket. Látható, hogy a hidegággra telepített négy dózisteljesítmény-mérőből és két félvezető spektrométerből álló konfiguráció minden kazetta pozícióra lefedettséget nyújt.



14. ábra: A BNS és HPGe detektorok által lefedett területek

Most foglaljuk össze azt, hogy az átrakás időszakában végrehajtott mérések és az adatok kiértékelése hogyan segíti elő a VCSB emelés monitorozását. Elsőként határozzuk meg az emelés során, egy tetszőleges kazetta feltapadását egyértelműen jelző indikátorokat, hiszen amint a cikk elején említettük, a rendszer alaprendeltetése, hogy a VCSB emelésnél az esetleges kazetta-feltapadást egyértelműen és megbízhatóan jelezze:

### ***Kazetta feltapadás indikátorok***

- bármelyik dózisteljesítmény-mérő detektoron mért effektus (függetlenül attól, hogy csak egy, vagy több detektoron jelenik-e meg);
- a gamma-spektrométerek háttérhez viszonyított összintenzitásának szignifikáns növekménye, hasonlóan a  $^{140}\text{La}$  csúcsok távolság-intenzitás arányához, a kazetta-detektor távolsággal fordított arányossággal változik, exponenciális képet mutat, ahol az exponens értéke közelebb áll;
- a gamma-spektrométerek spektrumában megjelenő szignifikáns  $^{140}\text{La}$  csúcsok (1596 és 2522 keV). Ezek kizárólag a feltapadt/emelt kazettákból származnak.

### ***A kazetta pozíció (érintett régió) meghatározása:***

- több dózisteljesítmény-mérő egyidejű effektusa esetén az átfedett régiók alapján;
- két gamma-spektrométer egyidejű mérése esetén a távolság-effektus függvények alapján;



- az egyes dózisteljesítmény-mérőkhöz közel, az aktív zóna szélén található mintegy 22 kazetta, amelyek bár rendkívül intenzív effektust keltenek a dózisteljesítmény-mérőkön, azonban a többi műszer látómezőjéből kiesnek. Itt valójában csak az adott dózisteljesítmény-mérő fog effektust jelezni, ellenben a régióban található összes kazetta feltapadása drasztikus növekményt okoz a háttérhez képest.

A feltapadás indikátorok esetében már egy műszer effektusa, illetve egy spektrum összintenzitás-növekmény is elég a feltapadás tényének bizonyítására. A pozíció meghatározás pontossága az átfedett régiók esetében összemérhető a szomszédos pozíciók közötti távolsággal és a meghatározás kombinált módszerrel történik, az átfedés és a távolság-effektus függvények alapján.

Összeségében elmondható, hogy a mérőrendszer újra kalibrálása sikeres volt. A kapott eredmények alapján az új, 15 hónapos kampányban működő zónában történő valamennyi kazetta feltapadás egyértelműen megállapítható és helyzete megfelelő pontossággal behatárolható.

## **IRODALOM**

- [1] SOMOS Környezetvédelmi Kft.: Kazetta mentesség megállapítására vonatkozó sugárvédelmi ellenőrző módszer és rendszerterv kidolgozása a VCSB kiemeléséhez, 1998
- [2] Csurgai József: Nukleárisbaleset-elhárítás és vegyi katasztrófák összefüggésrendszerének tudományos vizsgálata, PhD értekezés, Zrínyi Miklós Nemzetvédelmi Egyetem, 2002
- [3] J Csurgai; Á Vincze; I C Szabó; G Volent; Á Gujgiczer; O Zsille; Gy Plachtovics: New Method for the Monitoring of the Fuel-Cassette-Free State of the Control Rod Sleeves During its Lift, 5<sup>th</sup> International Nuclear Technology Symposium, Paks, Oct 4-6. 2000.

A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült.

## A KFKI TELEPHELY KÖRNYEZETISUGÁRZÁS-MONITOROZÓ RENDSZEREINEK ÖSSZEHASONLÍTÓ VIZSGÁLATA

Jakab Dorottyia\*, Endrődi Gáborné, Deme Sándor, Pázmándi Tamás és Tósaki László

Energiatudományi Kutatóközpont, Budapest

\*jakab.dora@ek-cer.hu

A kézirat beérkezett: 2021. 06. 02.

Közlésre elfogadva: 2021.07.17.

### COMPARATIVE ANALYSIS OF THE ENVIRONMENTAL RADIATION MONITORING SYSTEMS USED IN THE KFKI CAMPUS

*In environmental radiation monitoring both active and passive dosimetry systems are used. While the former provides instantaneous (averaged over a short period of time) dose rates, the latter measures integrated dose over a given time interval. In addition to the differences due to the measurement characteristics, further differences may arise from the calibration procedures and the quantity of data provided (e.g. absorbed dose rate or ambient dose equivalent rate), which makes it difficult to interpret and directly compare the measured data. Dosimetry systems used for environmental radiation monitoring are not able to separate the contribution of ambient gamma radiation, secondary cosmic radiation and intrinsic background components. This may be particularly relevant when the purpose of the measurement is to estimate the effective dose from artificial gamma radiation, which requires the subtraction of the measured contribution of natural components from the measured signal. In the paper, we present the results of the comparative analysis of the environmental radiation monitoring systems used in the KFKI campus, and an approximate method will also be presented for quantifying the components of the environmental radiation field.*

*Keywords – environmental radiation monitoring, ambient dose equivalent rate, cosmic radiation, GM tube, ionisation chamber, thermoluminescence dosimetry*

*A sugárvédelmi környezetellenőrzésben egyaránt alkalmaznak aktív, folyamatos üzemű dózisteljesítmény-mérő és passzív dózismérő rendszereket. Míg előbbiek a pillanatnyi (rövid időre átlagolt) dózisteljesítményt adják meg, utóbbiak adott időintervallum alatt integrált dózist mérnek. A méréstechnikai jellemzőkből fakadó eltérések mellett további különbségek adódhatnak a kalibrációs eljárásokból és abból, hogy a szolgáltatott adat milyen mennyiségben (pl. levegőben elnyelt dózisteljesítmény vagy környezeti dózisegyenérték-teljesítmény) kerül megadásra, amelyek megnehezítik a mérési adatok értelmezését és direkt összehasonlítását. A sugárvédelmi környezetellenőrzési céllal használt dózisteljesítmény- és dózismérő-eszközök nem képesek a környezeti gamma-sugárzást, a másodlagos kozmikus sugárzást komponensek és a saját, inherens háttér hozzájárulásának elkülönítésére. Ennek különösen akkor lehet jelentősége, ha a mérés célja a mesterséges eredetű gamma-sugárzás effektív dózisának becslése, amelyhez a mért jelzésből a természetes eredetű komponensek járulékának levonása szükséges. A cikkben ismertetjük a KFKI Telephelyen üzemelő környezetisugárzás-monitorozó rendszerek összehasonlító vizsgálatának eredményeit, és bemutatunk egy közelítő módszert a környezeti sugárzási tér komponenseinek számszerűsítésére.*

*Kulcsszavak – sugárvédelmi környezetellenőrzés, környezeti dózisegyenérték-teljesítmény, kozmikus sugárzás, GM-cső, ionizációs kamra, termolumineszcens dozimetria*

## BEVEZETÉS

### *Sugárvédelmi környezetisugárzás-monitorozás*

A sugárvédelmi környezetellenőrzés kardinális részét képezik a környezeti sugárzási viszonyokról tájékoztatást nyújtó dózisteljesítmény-mérések. A dózisteljesítmény-mérés a kiemelt létesítmények környezetellenőrzésének is az egyik legfontosabb eleme, hiszen a létesítményre és környezetére vonatkozó sugárvédelmi kritériumok teljesülésének mérésekkel történő igazolását teszi lehetővé, továbbá adatokat szolgáltat a sugárveszélyes tevékenységek következtében a lakosságot érő sugárterhelés meghatározásához.

A sugárvédelemben üzemi terület- vagy környezetellenőrzési céllal használatos dózisteljesítmény- és dózismérő-eszközök között méréstechnikai jellemzőik alapján két fő csoportot, az aktív és passzív mérőeszközök típusát különíthetjük el.

Az aktív mérőrendszerek alapvető célja a sugárzási szintek folyamatos üzemű monitorozása, az abban bekövetkező jelentősebb szintváltozások valós idejű detektálása. A normál üzemtől eltérő állapotok gyors jelzése révén kiemelt szereppel bírnak az optimális óvintézkedések meghozatala tekintetében. Működtetésük azonban rendszeres karbantartást igényel, továbbá a megfelelő területi lefedettség biztosítása nagyszámú detektor kihelyezését teszi szükségessé, amely az aktív rendszerek esetében meglehetősen költséges, mivel a mérőeszközök tápellátásról és a folyamatos üzemből rögzített adatok továbbításáról is gondoskodni kell. Az aktív sugárvédelmi célú dózismérők detektora lehet GM-cső, ionizációs kamra, proporcionális számláló, illetve gamma-spektrum felvételére is alkalmas félvezető és szcintillációs detektorok; kialakításuk tekintetében lehetnek hordozható vagy telepített mérőeszközök.

A passzív mérőeszközök adott időintervallum alatt integrált dózist mérnek, így csak az erre az időtartamra vonatkozó átlagos dózisteljesítmény becslésére alkalmasak. Előnyük azonban, hogy kisméretűek, olcsók, terepi működésükhöz nem igényelnek helyszíni elektronikát vagy áramellátást, ennél fogva környezetellenőrzési célokra széles körben vannak használatban. A gyakorlatban rendszerint a lumineszcencia (termo- vagy fotolumineszcencia, optikailag stimulált lumineszcencia) elvén működő szilárdtest detektorokat alkalmaznak.

A környezetisugárzás-monitorozás a KFKI telephelyi sugárvédelmi környezetellenőrzésben is kettős rendszerű, az aktív dózisteljesítmény-mérő hálózat által szolgáltatott mérési adatok mellett – azok kiegészítésére – passzív dózismérőket használunk. Az aktív (online kapcsolatú) hálózatot 16 darab, fixen telepített GM-csőves távmérő detektor<sup>1</sup> alkotja, amelyek telephelyi elhelyezkedésükkel összhangban némileg eltérő funkcióval rendelkeznek. A mérőhálózat egyaránt szolgál

- a természetes eredetű környezeti sugárzás szintjének monitorozására (a lokális forrásoktól távolabb elhelyezkedő szondák a természetes szintemelkedések és a globális hatások detektálására),
- a lokális légköri kibocsátások ellenőrzésére (a területen lévő potenciális kibocsátási pontok környezetében elhelyezkedő szondák),
- a gépjármű- és személyforgalom ellenőrzésére (a Telephely főbejáratánál és portaépületében elhelyezett gyorsreagálású szondák, elsősorban az izotópszállítás ellenőrzésére).

A passzív dózismérések révén az adott mérőponton a dózisteljesítmény-mérő szondák üzemképtelensége esetén is rendelkezésre áll mérési adat a környezeti sugárzás dóziséjáról, amelyből meghatározható az expozíciós időre vonatkozó átlagos dózisteljesítmény. A könnyen kihelyezhető passzív doziméterek segítségével ugyanakkor a telephely olyan,

---

<sup>1</sup> Biztonsági céllal még egy (17. számú), a Központi Izotópraktár (KIR) belső terében elhelyezett, nem a környezetben kialakult gamma-dózisteljesítmény ellenőrzését szolgáló szonda is kiépítésre került.

ellenőrzési funkció tekintetében kiemelt területeinek monitorozása is lehetővé válik, ahol az aktív mérőhálózat szondájának telepítése nem volt kivitelezhető.

A sugárvédelmi dózismérők – így a KFKI Telephelyen alkalmazott mérőrendszerek is – levegőben közölt dózis, elnyelt dózis, vagy dózisegyenérték mennyiségekben, illetve ezek időegységre számított teljesítményében szolgáltathatnak adatokat. A Kerma (Kinetic Energy Released per unit Mass) közölt dózis,  $K$ , a sugárzási tér jellemzésére használt mennyiségek egyike. Értéke a besugárzott anyag térfogatelemében található közvetetten ionizáló részecskék (gamma- és neutronsugárzás) által keltett, töltéssel bíró ionizáló részecskék kezdeti összegzett kinetikus energiájának és a térfogatelem tömegének hányadosa; mértékegysége gray ( $Gy = J/kg$ ) [1]. Az elnyelt dózis,  $D$ , a sugárvédelem alapvető fizikai dózis mennyisége. Értéke minden közvetlenül és közvetetten ionizáló sugárzásra vonatkozóan egyenlő a besugárzott anyag térfogatelemében leadott energiának és a térfogatelem tömegének hányadosával; mértékegysége gray ( $Gy = J/kg$ ) [1]. A levegőben közölt dózis és az elnyelt dózis mérhető mennyiségek, értékük a közvetetten ionizáló sugárzások esetében, a töltött részecskék egyensúlyának fennállásánál egyenlő, amely feltétel a környezeti sugárzási térnél jó közelítéssel megvalósul. A sugárvédelmi szabályozásban használt egyenérték- és effektív dózis alappmennyiségek közvetlenül nem mérhetők, ezért a gyakorlatban ezek becslésére mérhető, ún. operatív dózisegyenérték mennyiségeket vezettek be. A dózisegyenérték,  $H$ , az elnyelt dózis és a sugárzás minőségi tényezőjének szorzataként áll elő. A környezeti sugárterhelést ellenőrző mérések célja annak az effektív dózisegyenértéknek a meghatározása, amelyet az ember kapna a mérőeszköz helyén. Ennek közelítő meghatározására szolgáló, mérhető operatív mennyiség a környezeti dózisegyenérték,  $H^*(d)$ , amely az irányított és kiterjesztett sugárzási térbe helyezett ICRU gömbfantomban<sup>2</sup> a beeső sugárzás felőli oldalon  $d$  mélységben mérhető dózisegyenérték; mértékegysége sievert ( $Sv = J/kg$ ) [1]. A  $d$  mélység konvencionális értéke áthatoló sugárzások esetén 10 mm. Az azonos sugárzási térre számított effektív dózis és a gyakorlatban használt mérhető környezeti dózisegyenérték rendszerint jó egyezést mutat, de az eltérések mértéke a sugárvédelmi megfontolásokkal összhangban konzervatív, vagyis ekkor a gyakorlati használatra elfogadott mérhető dózisegyenérték mennyiség meghaladja a vele azonos sugárzási térben számított, sugárvédelmi szabályozásban használt effektív dózist [1].

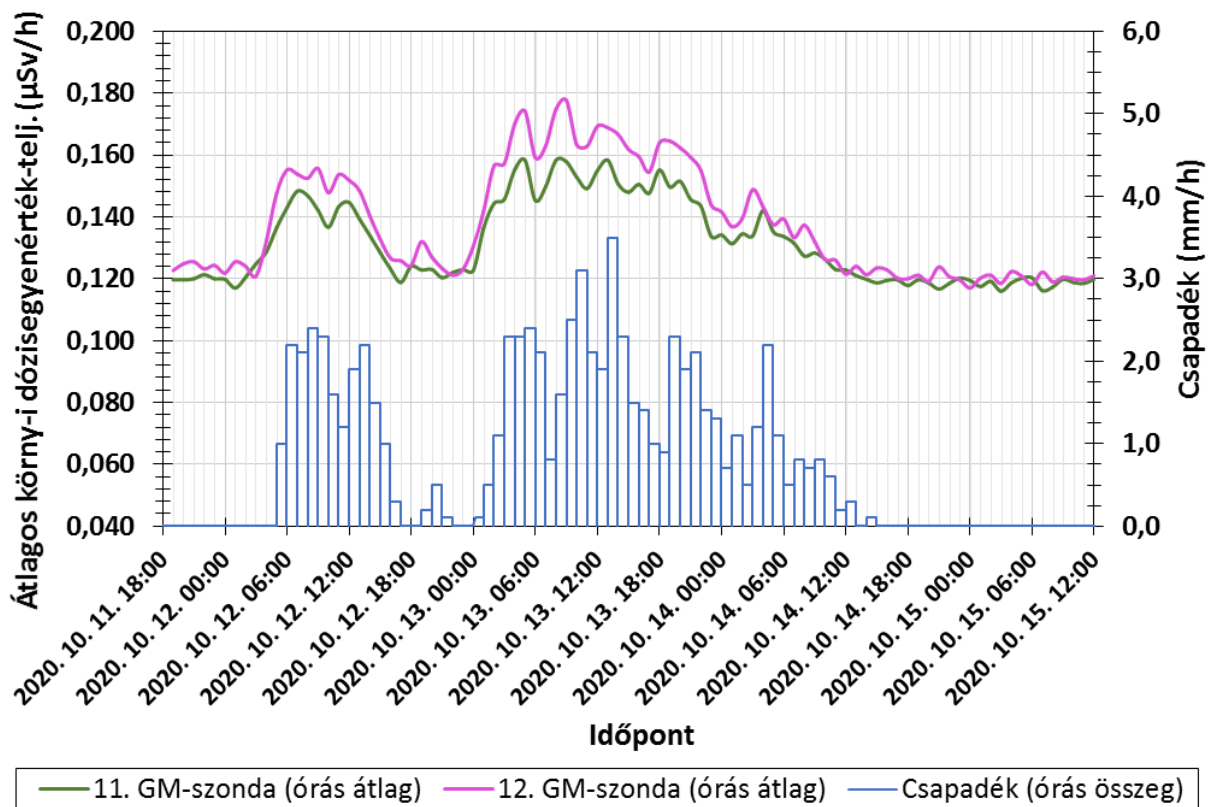
### ***A környezeti sugárzási tér jellemzői***

A környezeti elemekben lévő radionuklidok aktivitáskoncentrációja mintavételezésen alapuló mérésekkel meghatározható, az alkalmazott érzékeny mérés technikáknak köszönhetően az egészen alacsony aktivitáskoncentrációk is kimutathatók. A radionuklidok aktivitása összefüggésbe hozható a környezetben kialakuló expozíciós szintekkel, amely pl. a levegőben közölt dózisteljesítmény direkt mérésével jellemezhető és akár valós időben monitorozható.

A környezeti ionizációs sugárzási tér természetes eredetű összetevői a terasztrialis (földkérgi) sugárzás és a kozmikus sugárzás. A terasztrialis eredetű sugárzás elsődleges forrása a  $^{40}K$ -tól, valamint az  $^{238}U$  sor  $^{214}Pb$  és  $^{214}Bi$  tagjainak bomlásából származó, továbbá a  $^{232}Th$  sorból a  $^{208}Tl$  bomlása során felszabaduló gamma-sugárzás. A kozmikus sugárzás összetétele meglehetősen komplex, a kozmikus sugárzás talajszinten domináns másodlagos kozmikus

<sup>2</sup> Az ICRU gömbfantom egy 30 cm átmérőjű, az emberi lágy testszövettel ekvivalens anyagú gömb, amelynek sűrűsége  $1 \text{ g/cm}^3$ , tömegszázalékban kifejezett összetétele: 76,2% oxigén, 11,1% szén, 10,1% hidrogén és 2,6% nitrogén [1].

sugárzási komponense müon-, elektron-, pozitron-, neutron- és fonsugárzásból áll.<sup>3</sup> A kozmikus sugárzási komponens elsősorban a földrajzi szélességtől és a tengerszint feletti magasságtól függ, míg a teresztriális sugárzás forrásonkénti összetevőit (<sup>40</sup>K, <sup>238</sup>U, <sup>232</sup>Th és bomlástermékeik) a földtani környezet, a talaj összetétele határozza meg. A talajból exhaláló <sup>222</sup>Rn (forrása a kőzetekben és a rajtuk kialakult talajokban lévő <sup>226</sup>Ra anyaelem) légköri koncentrációjának átlagértéke a talaj közelében 10 Bq/m<sup>3</sup>, amely ~0,003 µSv/h-ás járulékot<sup>4</sup> ad a környezeti dózisegyenérték-teljesítményhez. A radon rövid felezési idejű gamma-sugárzó bomlástermékeinek talajnedvesség- és hőmérséklet-változás hatására bekövetkező légköri koncentrációváltozása a környezeti dózisteljesítmény értékében azonban napszakos és szezonális ingadozást is eredményez. A radon bomlástermékek csapadék általi kimosódása a légkörből ugyanakkor a talajszinten jelentős, akár két-háromszoros szintemelkedést is okozhat [7]. A KFKI Telephelyen például 2020-ban 2,3-szeres volt a csapadék okozta maximális szintemelkedés a csapadékmentes időszakok évi átlagos környezeti dózisteljesítményéhez viszonyítva. Az 1. ábrán néhány telephelyi GM-szonda mérési adatainak példáján keresztül mutatjuk be a csapadék dózisszinteket befolyásoló hatását.



1. ábra: A környezeti dózisegyenérték-teljesítmény csapadék hatására történő megváltozásának illusztrálása KFKI telephelyi mérési adatokon keresztül

<sup>3</sup> Megjegyezzük, hogy a másodlagos kozmikus sugárzás komponenseinek megoszlására a szakirodalom ([2][3][4][5]) különböző adatokat ad meg, rendszerint attól függően, hogy milyen tengerszintfeletti magasságra vonatkozóan közli azokat. A komponensek relatív hozzájárulása ugyanis a magassággal változik: a talajszinten domináns müonok relatív hozzájárulása a magasság emelkedésével csökken, míg az elektronoké, pozitronoké, neutronoké és fotonoké nő. Például [2] szerint a másodlagos kozmikus sugárzási komponens ~50%-ban müon-, ~25%-ban elektron- és pozitron-, ~20%-ban neutron- és ~5%-ban fonsugárzásból áll, míg [3] a müonok járulékat tengerszinti magasságban 67%-ra teszi.

<sup>4</sup> [6] alapján, a <sup>222</sup>Rn egyensúlyi egyenérték koncentrációjára vonatkozó 0,05 (nSv/h)/(Bq/m<sup>3</sup>) konverziós tényezővel és 0,5-ös egyensúlyi tényezővel számolva.

A természetes eredetű légköri gamma-sugárzás további forrásainak (kozmozgén radionuklidok, mint a  $^7\text{Be}$  és  $^{22}\text{Na}$ ) környezeti gamma-dózisteljesítmény járuléka elhanyagolhatóan kicsi (környezeti dózisegyenérték-teljesítménye lényegesen kisebb  $0,001 \mu\text{Sv/h}$ -nál [6]). Az 1945–1980 között végzett légköri atomfegyver-kísérleteket követő globális fallout (kihullás) mesterséges eredetű radioaktív izotópok megjelenését eredményezte a talajszenen. Az ilyen eredetű külső dózisterhelés meghatározó forrása a  $^{137}\text{Cs}$  volt, ennek járuléka a Csernobili Atomerőmű 1986-ban bekövetkezett balesetét követő kibocsátás során a környezetbe került radioaktív szennyeződéshez hasonlóan csak kivételesen nagy érzékenyséű mérések útján kimutatható.

A környezeti sugárzási tér áthatoló sugárzásokból származó összetevőinek KFKI Telephelyen várható környezeti dózisegyenérték-teljesítményét a fenti tényezők és jellemzők figyelembevételével határoztuk meg. A másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponenseinek (műon-, elektron- és pozitron-sugárzás) várható környezeti dózisegyenérték-teljesítmény értékét a KFKI Telephely 400–420 m-es tengerszint feletti magasságában [8] alapján  $0,034 \mu\text{Sv/h}$ -ának határoztuk meg. A másodlagos kozmikus sugárzás neutronsugárzási komponense a telephely  $47^\circ$  északi szélességénél  $\sim 0,008 \mu\text{Sv/h}$ , fotonsugárzási komponense  $0,002 \mu\text{Sv/h}$ -nál kisebb értékre tehető.

A telephely alapkőzete mészkő, ezt a kőzettípust az átlagosnál kisebb radioaktivitás jellemzi. A földfelszíni külső dózist azonban elsősorban a felszín közeli talajok radioaktivitása határozza meg, a 30 cm-nél mélyebben fekvő kőzetek kevésbé járulnak hozzá. A telephely talajösszetétele lokálisan különböző, pl. agyagos és homokos talajtípusok is előfordulnak, eltérő  $^{40}\text{K}$ ,  $^{238}\text{U}$  és  $^{232}\text{Th}$  tartalommal, amely – mivel a természetes radioaktív izotópok keltette külső környezeti dózisteljesítmény a szabadban arányos a talaj radionuklid koncentrációjával [1] – különböző gamma-sugárzási expozíciót hoz létre. A telephelyen végzett korábbi talajmérések alapján azt találtuk, hogy a telephelyi talajok aktivitáskoncentrációi a hazai talajok  $^{40}\text{K}$  (79 – 570 Bq/kg),  $^{238}\text{U}$  (12 – 66 Bq/kg) és  $^{232}\text{Th}$  (12 – 45 Bq/kg) [9] tartalmának jellemző tartományába esnek. A magyarországi talajok átlagos radionuklid koncentrációja:  $^{40}\text{K}$ : 370 Bq/kg,  $^{238}\text{U}$ : 29 Bq/kg,  $^{232}\text{Th}$ : 28 Bq/kg [9]. A teresztériális gamma-sugárzási komponensre nézve az aktivitáskoncentráció-tartományok szélsőértékeiből  $0,020$  –  $0,100 \mu\text{Sv/h}$ , míg az átlagos radionuklid koncentrációkból  $0,056 \mu\text{Sv/h}$  környezeti dózisegyenérték-teljesítmény származtatható<sup>5</sup>.

A sugárvédelmi környezetellenőrző mérésekre használt dózisteljesítmény-mérőket olyan módon tervezik és kalibrálják, hogy a mért értékeik jó közelítéssel megegyezzenek a valós dózisteljesítménnyel a (telephelyi vagy azon kívüli) nukleáris balesetek során kibocsátott radionuklidok gamma-energiáira, amelyek jellemzően  $100$ – $1000 \text{ keV}$  tartományba esnek [6]. Ennek megfelelően a mérőeszközök kalibrációjához referencia fotonsugárzásként  $^{137}\text{Cs}$  radionuklidot alkalmaznak. Amennyiben az indikálandó telephelyi kibocsátások energiaeloszlása ettől jelentősen eltér, más energiájú kalibráló forrás alkalmazása lehet szükséges. A mesterséges eredetű gamma-sugárzás környezeti dózisegyenértékének meghatározásához a mérőeszközök jelzéséből le kell vonni az azzal egy időben mért természetes eredetű gamma-sugárzás járulékát. A sugárvédelmi dózisteljesítmény- és dózismérő-eszközök a fotonsugárzás mellett azonban a közvetlenül ionizáló sugárzásokat, mint az elektron-, pozitron- és műon-sugárzást egyaránt detektálják, így nem képesek a gamma-sugárzási és másodlagos kozmikus sugárzási komponensek hozzájárulásának elkülönítésére. A környezeti sugárzási tér összetevőinek elválasztásához fotondetektorok és a gamma-sugárzásra érzéketlen részecske-detektorok egyidejű használata lenne szükséges. A természetes eredetű környezeti háttér spektrális eloszlása továbbá meglehetősen komplex: a

<sup>5</sup> [6]-ban is hivatkozott,  $^{40}\text{K}$ -re,  $^{238}\text{U}$  bomlási sorra és  $^{232}\text{Th}$  bomlási sorra vonatkozó  $0,0512$ ,  $0,564$  és  $0,749 \text{ (nSv/h)/(Bq/kg)}$  konverziós tényezők alapján számítva.

terresztriális eredetű gamma-sugárzás energiatartománya néhány keV-os értéktől 2,6 MeV-ig terjed (amely maximum a  $^{208}\text{Tl}$  gamma-energiája), a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező részecskéinek energiatartománya azonban több nagyságrendet ölel fel, néhány keV-tól a néhány száz GeV-os tartományig terjedhet. A szabványos, referencia foton-sugárzási térben kalibrált dózisteljesítmény-mérő rendszerek megbízhatóan alkalmazhatók a környezeti gamma-sugárzás mérésére, mivel annak a mérés tekintetében számottevő energiatartományában a mérőrendszerek energiaválasza jó közelítéssel konstans. A gamma-sugárzásra vonatkozóan kalibrált mérőeszközök teljes mért értéke azonban rendszerint felülbecsült lesz a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponenseire mutatott érzékenységük és egységnyinél nagyobb válaszuk révén. Ebből következik, hogy a mérőrendszerek másodlagos kozmikus sugárzásra adott válaszát meg kell határozni annak érdekében, hogy a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező összetevőjének teljes mért értékből való levonásával megadható legyen a környezeti gamma-sugárzási komponens, majd annak figyelembevételével becsülhető legyen a mesterséges eredetű gamma-sugárzás környezeti dózisegyenértéke.

Külön tényezőként szerepel a detektoroknak a detektor anyagának radioaktivitásából eredő, ún. inherens háttéré. Ennek közvetlen meghatározása csak különlegesen alacsony háttérű, például földalatti laboratóriumban lehetséges, amelyben megfelelő ([7] szerint 200 m vízekvivalens) mélységnél a kozmikus sugárzási komponensek elhanyagolhatóan kis szintre csökkenthetők, továbbá ideális földtani környezetben és árnyékolással a terresztriális sugárzás is hatásosan redukálható [7]. Becslésére azonban mód van, ha egy alacsony sugárzási háttérű laboratóriumban ismerjük a sugárzási tér dózisteljesítményét és meghatározzuk mérőeszközünk jelzését, amelyben az inherens komponens többletként jelentkezik. Ez a módszer csak az elnyelt dózist mérő eszközöknél, így a gamma-sugárzással kalibrált ionizációs kamrás mérőeszközöknél használható. Vizsgálatainkban a GM-csőes mérőeszközöknél az inherenshátter-komponenst együtt kezeltük a másodlagos kozmikus sugárzás okozta jelzéssel.

### *A kutatás célkitűzése*

A KFKI Telephelyen rutinszerűen üzemeltetett környezetisugárzás-monitorozó hálózat az azonos mérési pontokra kihelyezett aktív és passzív dozimetriai mérőrendszerek révén párhuzamos mérési adatokat szolgáltat, ami – az adatok megfelelő konverzióját követően – direkt összehasonlítást tesz lehetővé. A Telephely aktív és passzív környezetisugárzás-mérő rendszereinek összehasonlító vizsgálatát az adatok megbízhatóságának ellenőrzése céljából egy független mérőeszközzel végzett méréssorozattal is kiegészítettük. A méréssorozat és jelen tanulmányban összefoglalt eredményei a környezetben kialakult sugárzási viszonyok megbízható monitorozását segíti elő.

Ki kell emelni, hogy a mérőrendszerek a környezeti sugárzási tér gamma-sugárzási komponensét és a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező összetevőjét (műon-, elektron- és pozitron-sugárzás) detektálják, tehát az összehasonlítás ezekre az összetevőkre terjedt ki. A detektorok jelzéséhez hozzájárul továbbá a detektorok saját, inherens háttéré is. Célunk volt, hogy a rutin környezetellenőrzésben használt folyamatos üzemű rendszer mért adatának komponensei közelítőleg számszerűsíthetők, ezáltal pedig egymástól elválaszthatók legyenek. A munka során meg kívántuk határozni a GM-csőes rendszer kalibrációs állandóját környezeti dózisegyenértékben a környezeti gamma-sugárzásra vonatkozóan, ehhez szükség volt a GM-csőes szondák (a továbbiakban GM-szondák) másodlagos kozmikus sugárzásra mutatott érzékenységének megállapítására. Ki kell hangsúlyozni, hogy a GM-szondákra vonatkozóan pontszerű sugárforrással, például  $^{137}\text{Cs}$ -tel, referencia irányból történő besugárzással meghatározott kalibrálási érték nem alkalmazható a környezeti sugárzási térre

annak összetett energia- és szögeloszlása miatt. Emiatt végeztük el a GM-szondák jelzésének in-situ meghatározását referencia mérőeszközzel való összehasonlítás révén.

## A KFKI TELEPHELY KÖRNYEZETISUGÁRZÁS-MÉRŐ RENDSZEREI

### *Folyamatos üzemű dózisteljesítmény-táv mérő rendszer*

A KFKI Telephelyen a környezeti sugárzás valósidejű monitorozására online kapcsolható rendszer van kiépítve. A hálózat 16 távmérő szondából épül fel, amelyek telephelyi elhelyezkedését az 2. ábra mutatja be. A függőleges kialakítású, henger alakú szondaház két függőleges tengelyű, egymástól eltérő érzékenyséű GM-csövet tartalmaz. Mindkét GM-cső Centronic gyártmányú, a szonda nagyérzékenyséű GM-csőve ZP1220 típusú, a kisérzékenyséű GM-cső ZP1301 típusú. A nagyérzékenyséű GM-cső érzékenysége a gyári adatok alapján  $7 \times 10^{10}$  imp/Gy, a kisérzékenyséű GM-cső érzékenysége mintegy 500-szor kisebb [10]. A gyártó által közölt műszaki adatok alapján a nagyérzékenyséű cső 3 mGy/h alatti méréstartományban, a kisérzékenyséű 0,10 mGy/h–10 Gy/h méréstartományban (levegőben közölt dózisteljesítmény mennyiségben értve) üzemeltethető. A következőkben megadott mérési adatok csak a nagyérzékenyséű GM-csőre vonatkoznak.

### *Passzív dozimetriai mérőrendszer*

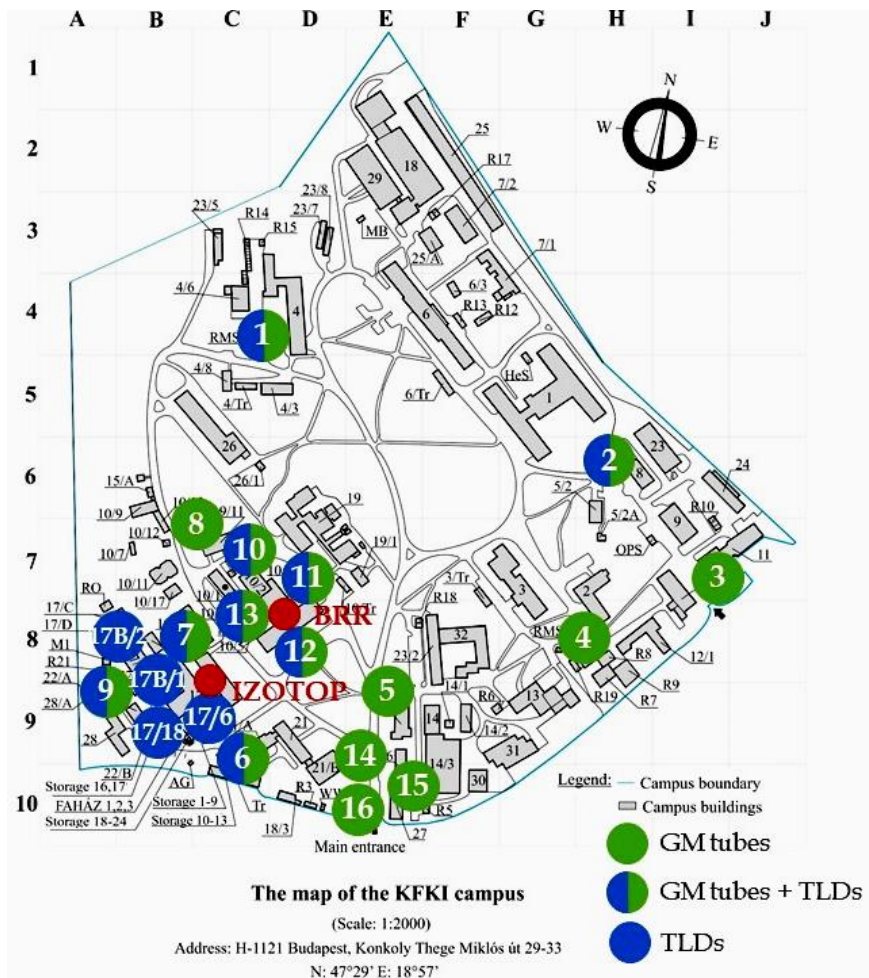
A telephelyi környezetellenőrzés részeként passzív dózismérés a Telephely 13 pontján történik (2. ábra):

- 9 mérőponton a passzív doziméterek az aktív környezetisugárzás-monitorozó detektorok (GM-szondák) közelében helyezkednek el, lehetőséget biztosítva párhuzamos aktív gamma-dózisteljesítmény mérések és passzív dózismérések végrehajtására,
- 4 mérőponton csak passzív dozimetriai méréseket végzünk a gamma-sugárzás dózisének monitorozására azokon a sugárvédelmi tekintetben kritikus pontokon, ahol az aktív mérőhálózatnak nincs telepített GM-szondája.

A mérőpontokra kihelyezett passzív dózismérők rutinszerű begyűjtése és utólagos, laboratóriumi kiolvasása havi–kéthavi gyakorisággal történik.

Passzív dozimetriai célokra termolumineszcens (TL) elven működő szilárdtest dozimétereket, a Pille és a PorTL dozimetriai rendszerekben használt dózismérőket alkalmazunk. A Pille doziméter búra kialakítású, TL anyaga  $\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ , mérési tartománya 3  $\mu\text{Gy}$ –10 mGy (levegőben közölt dózis mennyiségben). A PorTL doziméter TL anyaga  $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$ , amely tablettá formájában van elhelyezve egy fényzáró tokban. Ennek mérési tartománya 10  $\mu\text{Sv}$ –100 mSv (környezeti dózisegyenértékben).





2. ábra: A környezetisugárzás-mérő rendszerek mérőpontjainak KFKI Telephelyen való elhelyezkedése [11]

### Referencia mérőeszköz

Az aktív és passzív dozimetriai mérőrendszerek összehasonlító vizsgálatát egy független, kalibrált referencia mérőeszközzel végzett méréssorozattal is kiegészítettük. A mérőeszköz egy Reuter-Stokes gyártmányú, RSS-112 típusú nagynyomású ionizációs kamra volt, amely 1 mSv/h környezeti dózisegyenérték-teljesítmény méréshatárig üzemeltethető. Az NNK Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Főosztályának (korábbi OSSKI) tulajdonát képező mérőrendszer (az RSS-112 típusú ionizációs kamra és a kiolvasó egység) 2020. februári kalibrálási bizonyítvánnyal [12] rendelkezik, így jó alapot képez az egyes mérőrendszerekkel mért adatok megbízhatóságának ellenőrzéséhez.

## AZ ÖSSZEHASONLÍTÓ MÉRÉSEK VÉGREHAJTÁSA

### Mérési körülmények

A mérőrendszerek összehasonlító vizsgálatának alapját az azonos mérési pontokon végzett párhuzamos mérések adták. Az aktív gamma-dózisteljesítmény mérések és a passzív dózismérések összevetésekor, ennek megfelelően, azon 9 mérőállomás (1–2., 6–7., 9–13. számú GM-szondák helyén) adatait vettük figyelembe, ahol a rutin monitorozás során – az azonos helyre kihelyezett mérőeszközök révén – párhuzamos mérések zajlanak. Az RSS-112 típusú ionizációs kamrával – hordozható eszköz lévén – a GM-szondák közvetlen környezetében tudunk párhuzamos méréseket végrehajtani (lásd 3. ábra). Ezeket a kiegészítő méréseket az 1–13. számú GM-szondák mellett végeztük el, vagyis azokon a mérőállomásokon, amelyeken a folyamatos üzemű dózisteljesítmény-táv mérő rendszer szondái a környezeti sugárzási szintekben bekövetkező változások nyomon követését szolgálják. A gépjármű- és személyforgalom ellenőrzésére szolgáló, gyorsreagálású (14–16. számú) GM-szondáknál az ionizációs kamrával tehát nem végeztünk méréseket. Az RSS-112 típusú ionizációs kamrával mérési pontonként jellemzően 3–4 egymást követő, 10 perces mérést hajtottunk végre. A méréseket száraz időjárásban hajtottuk végre, ezzel kizárva a csapadék dózisszinteket befolyásoló hatását.



3. ábra: Az RSS-112 típusú ionizációs kamrával (balra) és a GM-szondával (jobbra) végzett párhuzamos méréseknél alkalmazott mérési elrendezés

A mérőrendszerek eltérő talaj feletti magasságban való elhelyezkedése mindössze néhány százalékos különbséget eredményez, így annak hatását elhanyagolhatónak vettük.

### A mérési eredmények kiértékelése

Annak érdekében, hogy az aktív, GM-csöves sugázmérő is  $dH^*(10)/dt$  környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mennyiségben,  $\mu\text{Sv/h}$  egységben szolgáltatson adatot, a mérőrendszer üzembe helyezés előtt szoftveresen lett beállítva úgy, hogy az időegységenkénti impulzusszám feldolgozása során ezen mennyiséget számítsa ki és jelenítse meg. A

GM-szondák jelei digitális, földkábeles átvitelrel jutnak a központi adatgyűjtőbe, amelyről az adatgyűjtés percenkénti lekérdezéssel történik. A program a percenkénti gyakorisággal lekérdezett adatokat, valamint az ezekből 10 perces időtartamra képzett átlagértékeket is eltárolja. Az eredmények összehasonlításakor a folyamatos üzemben működő GM-szondáknak az RSS-112 típusú ionizációs kamrával végzett párhuzamos mérések időtartamába eső, 10 perces átlagos környezeti dózisegyenérték-teljesítmény értékeit használtuk fel.

Az RSS-112 típusú ionizációs kamra az adott időtartam alatti dózist méri, majd osztja el a mérési időtartammal (10 perc), így képezve átlagos dózisteljesítmény értéket, amelyet környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mennyiségben,  $\mu\text{Sv/h}$  egységben szolgáltat. Mértékadó mérésenként a mérőeszköz bekapcsolását követő első 10 perces intervallum lejártát követően mért adatokat vettük figyelembe. Az összefüggő mérési ciklusok adataiból így GM-szondaként 2–3, egymást követő 10 perces intervallum mért értékei álltak rendelkezésre. Az RSS-112 típusú ionizációs kamra válasza a kalibrálási bizonyítvány értelmében a kalibrációhoz használt  $^{137}\text{Cs}$  sugárzási térben egységnyi ( $1,00 \pm 0,05$ ), azonban a környezeti háttérsugárzásra 8%-os felülmérést mutat ( $0,075 \mu\text{Sv/h}$  referencia dózisegyenérték-teljesítményénél relatív válasza  $1,08 \pm 0,13$ ) [12]. Mivel a detektor dózisválasza a teljes méréstartományban lineáris [13], a környezeti háttér sugárminőségen meghatározott felülmérést a természetes háttérsugárzás dózisteljesítményének nagyságrendjében konstansnak vettük. A felülmérés kompenzációját az utólagos méréskiértékelés során hajtottuk végre. Az ionizációs kamra ~5 literes gömbtérfogatóban 20 bar nyomású ultratiszta argon gáztöltés van, amely állandó gáztömeget teremt. A mérőtérfogatóban lévő gáz mennyiségét nem befolyásolja a hőmérséklet, a légnyomás vagy a páratartalom, ennél fogva – szemben a szabadlevegős (más néven nyitott) ionkamrákkal – nem szükséges a környezeti levegő sűrűségére vonatkozó hőmérséklet- és légnyomás-korrektúra alkalmazása. Az ionizációs kamra szögfüggése – gömbszimmetrikus kialakításának köszönhetően – elhanyagolható, energiaválasza széles tartományban (0,07–10 MeV) egységnyi [13].

A TL dozimétereket (TLD) a mérések végrehajtása előtt  $^{137}\text{Cs}$  sugárzási térben kalibráltuk úgy, hogy mindkét passzív mérőeszköz környezeti dózisegyenértékben szolgáltatson adatot. A levegőben közölt dózisból egy energiafüggő konverziós faktor segítségével származtatható a környezeti dózisegyenérték mennyiség, a monoenergiás foton-sugárzás ~660 keV-os energiaszintjére jellemző konverziós faktor értéke  $1,2 \text{ Sv/Gy}$  [5]. Mivel a passzív doziméterek érzékenysége a referencia sugárminőségen ( $^{137}\text{Cs}$  radionuklid sugárzási tere), referencia besugárzási irányra vonatkozóan került meghatározásra, szükséges volt az üzemeltetési körülményekre, tehát a valós környezeti feltételekre vonatkozó érzékenység vizsgálata is. A TL anyag karakterisztikáit (dózisválasz, linearitás, energiafüggés és energiaválasz viszonyulása a környezeti spektrális háttéreloszláshoz, irányfüggés, fading hatás) méréssorozat keretében számszerűsítettük [11]. A kiolvasott értéket (már környezeti dózisegyenérték mennyiségben) az így meghatározott korrekciós faktorokkal korrigáltuk a valós környezeti körülmények minél pontosabb figyelembevételére érdekében. Az ilyen módon korrigált környezeti dózisegyenértékből származtattuk az expozíciós időre vonatkoztatott átlagos környezeti dózisegyenérték-teljesítményt. Az összehasonlító vizsgálathoz a passzív dózismérések azon besugárzási időtartamait vettük alapul, amelyekbe a GM-szondákkal és RSS-112 típusú ionizációs kamrával végzett párhuzamos mérések estek. A vizsgálat során e szerint figyelembe vett terepi mérési ciklusok átlagos expozíciós ideje 1176 óra volt. A passzív mérőeszközökkel végzett mérések esetében a GM-szondák jelzésének integrálási periódusa megegyezett a passzív detektorok kihelyezési idejével. A kiolvasó laboratórium közelsége miatt a transzport időtartama és dózisa elhanyagolható volt.

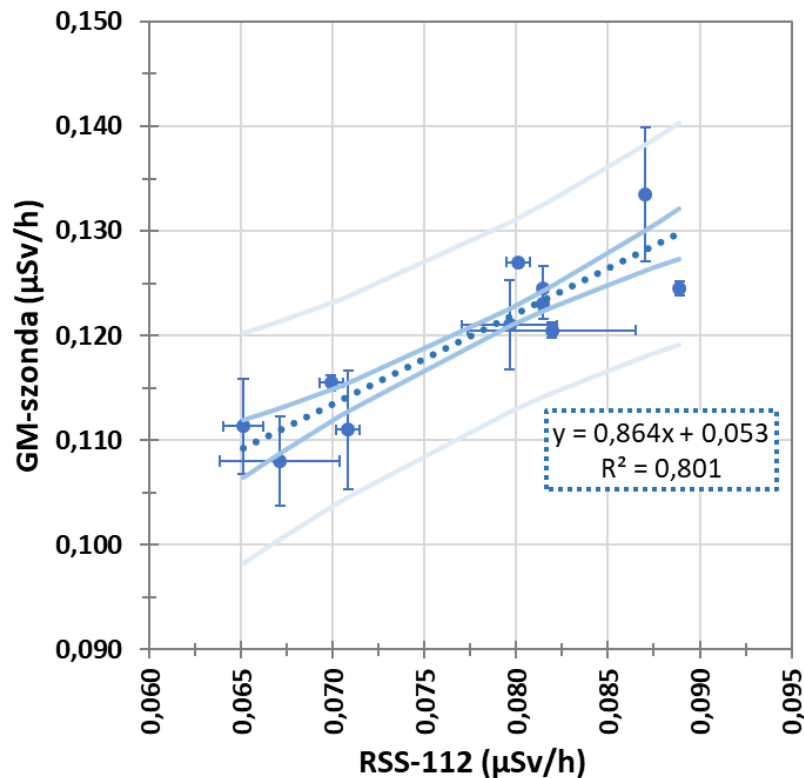
## EREDMÉNYEK ÉS KÖVETKEZTETÉSEK

### *A környezetisugárzás-monitorozó rendszerek összehasonlító vizsgálata*

A GM-szondák és az RSS-112 típusú ionizációs kamra esetében az egymást követően mért környezeti dózisegyenérték-teljesítmény értékeiből átlagot (számtani közép) képeztünk, az összehasonlításkor ezeket vettük alapul. Mind a GM-szondák, mind az ionizációs kamra esetében a figyelembe vett mérési ciklusok egymást követő 10 perces mérési adatai jó egyezést mutattak, 2,1% és 4,1% átlagos relatív szórással. Egyedül a 3. és 5. számú GM-szondák mérőhelyén, ionizációs kamrával mért adatok szórása haladta meg a 10%-ot. Ezen adatsorokból a kiszórónak ítélt 1-1 mérési adatot elhagytuk, az RSS-112 típusú ionizációs kamra egymást követő mérési adatainak átlagos relatív szórása ezáltal 2,0% alá csökkent.

A GM-szondák és az RSS-112 típusú ionizációs kamra összevetésébe azokat a mérőhelyeket vontuk be, amelyek közelében nincs telephelyi mesterséges sugárforrás, így ott természetes eredetű sugárzás monitorozása zajlik (1–6., 8., 10–13. számú GM-szondák). A 7. és 9. számú GM-szondák olyan helyiségek közelében találhatóak, amelyekben sugárforrásokat tárolnak, így ezeken a mérőpontokon rendszerint a háttérsugárzás szintjét szignifikánsan meghaladó dózisteljesítmények mérhetők. Ezen szondák esetében a természetes környezeti sugárzási tér – a tipikusan alulról érkező terasztriális és a felülről érkező kozmikus sugárzás – mellett a helyiségekből érkező mesterséges eredetű gamma-sugárzás oldalirányú beesése is várható. A GM-csövek relatív válasza – fizikai kialakításuk révén – függ a sugárzás irányítottságától, a hossz tengely mentén nagyobb aktív keresztmetszetük következtében az oldalirányból, a szonda effektív felületére merőlegesen beeső sugárzásra nagyobb értéket adnak.

A GM-szondák által mért és az RSS-112 típusú ionizációs kamra környezeti háttér sugárminőségen meghatározott felülméréssel korrigált, referencia értéknek tekintett adatok összehasonlítását mutatja be a 4. ábra. Az aktív mérőrendszerek eredményei alapján megállapítható, hogy **a természetes eredetű háttérsugárzás esetén a GM-szondák átlagos érzékenysége 15%-on belül megegyezik az ionizációs kamráéval, azonban szisztematikusan (átlagosan 0,042  $\mu\text{Sv/h}$ -val) felülmérnek az ionizációs kamrához képest**, amely többletértékhez a GM-szonda inherens háttére is járulékot ad. Fontos azonban kiemelni, hogy az ionizációs kamrák (és a TLD-k) a detektor érzékeny térfogatában elnyelt energiát, azaz a dózist mérik, míg a GM-csövek az ionizációs sugárzás és a detektor kölcsönhatásakor keletkező szekunder részecskék számát mérik, ami csak az adott sugárzásminőségre és energiára vonatkozóan lesz arányos a dózissal. Az aktív mérőrendszerek jelzései közti összefüggést jellemző lineáris regressziós modell alapján korrigálhatók a GM-szonda adatai, amellyel a megfigyelt értékek értelmezési tartományában jó közelítéssel (5%-on belüli pontossággal) megkaphatjuk a valós környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mérhető környezeti sugárzási komponenseinek értékét.



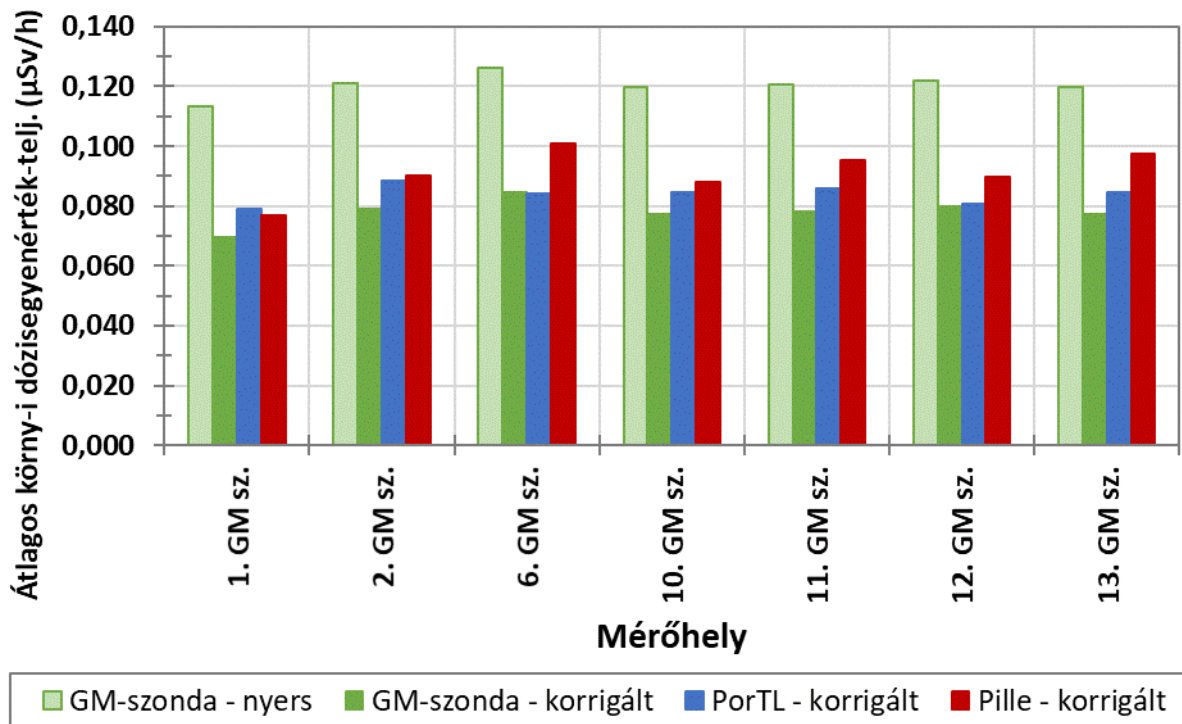
4. ábra: A GM-szondák jelzése az RSS-112 típusú ionizációs kamra (referencia mérőeszköz) jelzésének függvényében

Az ábrán az egybefüggő mérési ciklusok adatainak szórását is megjelenítettük, függőlegesen a GM-szondák méréseinek, vízszintes irányban az RSS-112 típusú ionizációs kamra méréseinek adott átlagértékéhez tartozó szórása látható. Mivel a szórás itt elsősorban az átlagolásba bevont mérések számától függ és nem a dózisegyenérték-teljesítmény függvényében változik, az ezekkel történő súlyozástól eltekintettünk, és a legkisebb négyzetek módszerén alapuló lineáris regressziós modellt alkalmaztunk. Pontozott vonallal a lineáris regressziós egyenes van megjelenítve (amelynek korrekcióhoz felhasznált egyenlete szerepel a diagramon), folytonos kék vonallal az átlag (várható érték) becslésére vonatkozó, míg folytonos világoskék vonallal a pontbecslésre vonatkozó megbízhatósági intervallumok láthatók, 95%-os megbízhatósági valószínűség mellett.

A GM-szondák értékeit a passzív dózismérések adataival is összevetettük, ehhez meghatároztuk a GM-szondáknak a passzív dózismérések több mint egy hónapos expozíciós időtartamára vonatkoztatott átlagos dózisegyenérték-teljesítményeit. Az 5. ábrán látható, hogy a GM-szondák nyers adatai alapján számított átlagos dózisegyenérték-teljesítmények szignifikánsan meghaladják a passzív mérőrendszerek adatait, a PorTL esetében -30%, a Pille esetében -24% átlagos relatív különbséget tapasztaltunk a GM-szondák adataira vonatkoztatva. A GM-szondák adatainak lineáris regressziós modell alapján végzett korrekciójával a különbség mértéke lecsökkent, a PorTL esetében 9,3%, a Pille esetében 18% átlagos relatív különbségeket<sup>6</sup> kaptunk. Az összehasonlításnál a TLD rendszerek korigált értékeit jelenítettük meg és vettük figyelembe, mivel a TL anyag karakterisztikák hatásának és az ezekből fakadó szisztematikus hibák kiküszöbölésére végzett korrekcióval a passzív dozimetriai mérések pontosságának növelése érhető el. A Pille mérések nyers és korigált adatai között jelentősebb eltérést figyeltünk meg, mint a PorTL-nél, amely a korrekcióban

<sup>6</sup> Mivel a GM-szondák korigált adataihoz viszonyított eltérés pozitív és negatív előjelű is volt, a relatív különbségek négyzetes közepét határoztuk meg, mint átlagos relatív különbség, némileg felülbecsülve a relatív különbségek számtani középértékét vagy az abszolút értékben vett relatív különbségek átlagát.

figyelembe vett hatásokra (dózisválasz, energiafüggés, irányfüggés, fading) mutatott nagyobb érzékenységgel magyarázható.



5. ábra: A GM-szondák expozíciós időtartamra vonatkozó nyers és a lineáris regressziós modell alapján korrigált átlagos környezeti dózisegyenérték-teljesítményei, valamint a PorTL és Pille TLD rendszerek értékeinek (TL anyag karakterisztikák figyelembevételével korrigált adatok) összehasonlítása az egyes mérőhelyeken

A passzív dózismérések figyelembe vett terepi expozíciós periódusaiban a GM-szondák 10 perces nyers adatainak átlagos relatív szórása 4,9% volt. A környezeti sugárzási szintekben bekövetkező változások monitorozására szolgáló mérőhelyeken a folyamatos üzemű GM-szondás mérőrendszer valós időben mért adatainak értékében tehát mindössze kismértékű időbeli változékonyság volt megfigyelhető. A GM-szondákkal az ionizációs kamrával végzett összemérés ~30 perces időtartamában mért értékek ugyanakkor 5,5%-on belül, átlagosan 2,9%-os relatív különbséggel<sup>7</sup> megegyeztek az adott mérőhelyen az expozíciós intervallumokra meghatározott átlagértékekkel, **a rövididejű mérések tehát jó egyezést mutattak a hosszabb mérési periódusokra vonatkoztatott átlagos szintekkel.**

#### ***A GM-szondák jelzése kozmikus sugárzásra és az inherens háttérre***

A mérőrendszerek a környezeti sugárzási tér gamma-sugárzási komponensét és a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező összetevőjét egyidejűleg detektálják, amelyhez az inherens, sugárzási tértől független háttér is járulékot ad. A további számításoknál feltételeztük, hogy GM-szondák inherens háttére elhanyagolható, ezért az azzal együtt kezelt, kozmikus sugárzásra vonatkozó érzékenysége felülbecsült lehet. A legtöbb mérőrendszer ugyanakkor egységnyinél eleve nagyobb választ ad a kozmikus sugárzásra. Ha ez az

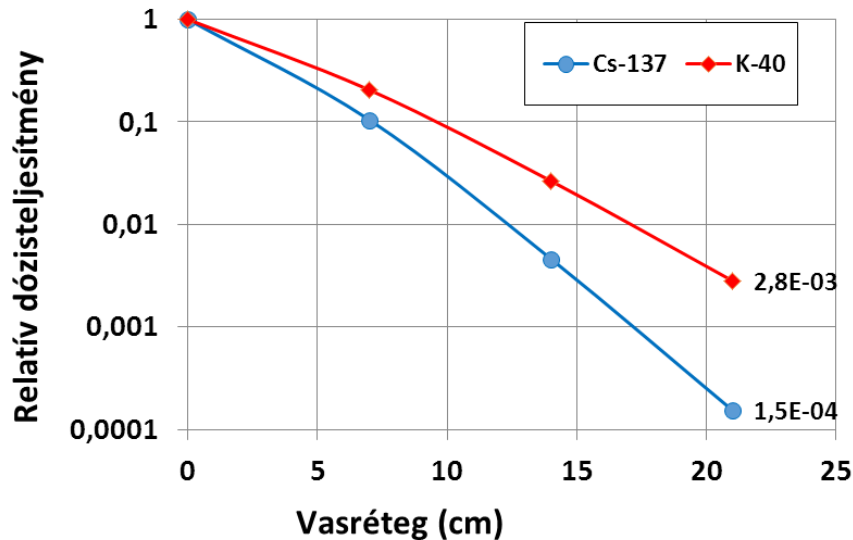
<sup>7</sup> Mivel a GM-szondák rövididejű méréseinek hosszabb mérési periódusokra vonatkoztatott átlagos szintekhez viszonyított eltérése pozitív és negatív előjelű is volt, a relatív különbségek négyzetes közepét határoztuk meg, mint átlagos relatív különbség, némileg felülbecsülve a relatív különbségek számtani középértékét vagy az abszolút értékben vett relatív különbségek átlagát.

érzékenység szignifikáns, a mért értékek nem fogják tükrözni a környezeti sugárzás dózisegyenérték-teljesítmény értékét. A mérőrendszerek másodlagos kozmikus sugárzásra adott válaszána meghatározásához a terresztriális gamma-sugárzási komponens nagymértékű csökkentésére van szükség.

Tiszta kozmikus sugárzási tér jó közelítéssel realizálható édesvízi tavak vagy tengerek felszínén, megfelelő vízmélység és szárazföldtől vett távolság esetében. Az EURAMET Preparedness projektjének 2017/2018-es, passzív környezeti dózismérőkre irányuló összemérésén, a PTB tófelszíni referencia mérőállomásán – a kellően nagy vízmélységnek (2,5–3,5 m) és parttól vett távolságnak (~100 m) köszönhetően – közelítőleg tisztán másodlagos kozmikus sugárzási térben végzett besugárzás útján volt lehetőségünk a Pille mérőrendszer kozmikus sugárzásra adott, referencia értékre vonatkoztatott relatív válaszána meghatározására [14]. A 85 m-es tengerszint feletti magasságon fekvő referenciaállomáson végzett méréssorozat alapján a másodlagos kozmikus sugárzási komponensre adott válasz átlagértéke  $1,08 \pm 0,07$  volt, szemben a természetes környezeti (kombinált terresztriális és kozmikus) sugárzási térben kapott  $1,02 \pm 0,10$  értékű átlagos válasszal, amely a passzív dózismérések esetében kifejezetten jó egyezésnek minősül.

Az ionizációs kamrák és a GM-csövek szintén felülmérik a természetes környezeti sugárzás kozmikus összetevőjét. Az ionizációs kamrák másodlagos kozmikus sugárzásra adott felülbecslése jellemzően kisebb [5], az EURADOS egy nemzetközi összemérése [15] alkalmával az RSS-112 típusú ionizációs kamra jelzése tisztán kozmikus sugárzási térben (szintén a PTB tófelszíni referencia mérőállomásán mérve) 1,26-szorosa volt a referencia értéknek, míg a GM-csöves mérőeszközöknek a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponensére adott, referenciaértékhez viszonyított válasza típustól függően 1,37–1,50 között változott. Az összemérésben vizsgált GM-csöves mérőrendszerek kozmikus térben mutatott felülmérése az RSS-112 típusú ionizációs kamrához viszonyítva így 1,09–1,21-szeresnek adódott. Mivel a mérőrendszerek kalibrációja foton referencia sugártérben történik, a müonok, valamint elektronok és pozitronok által dominált másodlagos kozmikus sugárzásra (vagyis a töltött részecskék kölcsönhatására) mutatott szignifikáns érzékenység a környezeti sugárzás dózisegyenérték-teljesítmény értékének jelentős felülmérését eredményezi.

Annak érdekében, hogy közvetlenül is megvizsgáljuk a KFKI telephelyi környezetellenőrzésben használt GM-szonda kozmikus sugárzásra mutatott érzékenységét, egy vas burkolattal árnyékolt alacsony háttérű kamra (egésztetszámláló) belsejében is végeztünk kiegészítő méréseket, mind az RSS-112 típusú ionizációs kamrával, mind a GM-szondával. MicroShield programmal meghatároztuk a vas árnyékoló képességét a rétegvastagság függvényében, a  $^{137}\text{Cs}$  és  $^{40}\text{K}$  izotópokra vonatkozó számítás eredményét a 6. ábra mutatja be. Az egésztetszámláló árnyékolása körülbelül 21 cm-es vasrétegnek felel meg, amely árnyékolás hatására a  $^{137}\text{Cs}$  és a  $^{40}\text{K}$  sugárzásának gyengülése a kamra dózisteljesítményének több mint két nagyságrendi csökkenését eredményezi. Tekintettel arra, hogy az egésztetszámláló helyiségében a dózisegyenérték-teljesítmény  $0,1 \mu\text{Sv/h}$ -nál kisebb, az árnyékolás hatására az egésztetszámlálóban a környezeti gamma-sugárzás dózisegyenérték-teljesítménye nem éri el a  $0,001 \mu\text{Sv/h}$ -t. Az alacsony háttérű kamrában az árnyékolás segítségével tehát hatásosan kiküszöbölhető a környezeti gamma-sugárzás okozta háttér, a kozmikus összetevő járuléka azonban csak kismértékben csökken. Ilyen módon az egésztetszámlálóban végzett mérésekkel a mérőeszközök kozmikus eredetű komponensekre mutatott érzékenysége és azok egymáshoz való viszonyulása jó közelítéssel vizsgálható.

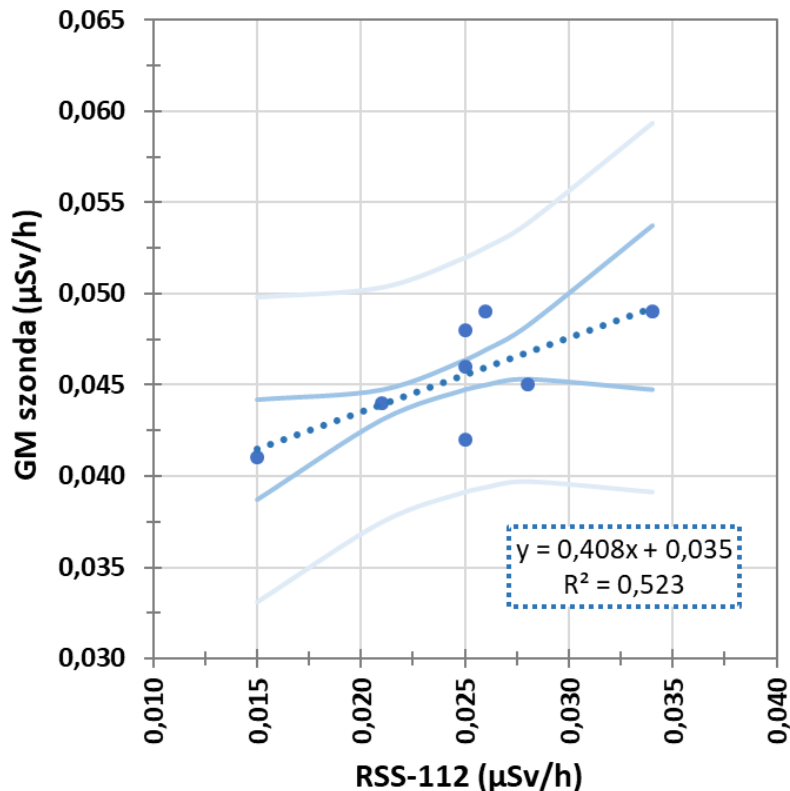


6. ábra: A  $^{137}\text{Cs}$  és a  $^{40}\text{K}$  sugárzásának gyengülése a vasárnyékolás vastagságának függvényében

Az egészsztesztzámlálóban a mértékadónak tekintett  $8 \times 10$  perces, egybefüggő intervallum során mért átlagos dózisegyenérték-teljesítmény az RSS-112 típusú ionizációs kamrával  $0,025 \mu\text{Sv/h}$ , a függőleges irányítottágú GM-szondával pedig  $0,046 \mu\text{Sv/h}$  volt, az adatok 22%-os és 6,7%-os relatív szórása mellett (lásd 7. ábra). **A GM-szonda közelítőleg kozmikus térben mutatott 1,9-szeres felülmérése az ionizációs kamrához viszonyítva meghaladja az irodalmi adatok alapján várt felülmérést.** Mivel az egészsztesztzámlálóban jellemző környezet a saját háttérre nincs hatással, a vártnál nagyobb felülmérés oka feltételezhetően a GM-szonda inherens háttérének járuléka. Ha elfogadjuk a mérőrendszerek kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponensére adott válaszában közölt értékét, az egészsztesztzámlálóban mérhető, közelítőleg kozmikus eredetű sugárzás dózisteljesítménye  $0,020 \mu\text{Sv/h}$  az RSS-112 típusú ionizációs kamra mérése alapján, míg a GM-szondánál ez az érték  $0,030\text{--}0,033 \mu\text{Sv/h}$ -ának adódik.

A GM-szonda jelzését a függőleges irányú elhelyezés mellett vízszintes orientációban is meghatároztuk. A fektetett pozícióban mért dózisegyenérték-teljesítmények átlagosan 16,5%-kal voltak nagyobbak az álló pozícióban mért értékeknél, amely összhangban van a kozmikus sugárzás függőleges irányítottága és a szonda fizikai kialakításából (hossztengely mentén nagyobb aktív keresztmetszet) fakadó anizotróp irányfüggése alapján várható eredményekkel.





7. ábra: Az egészsztesztzámlálóban a GM-szondával (függőleges orientációban) és az RSS-112 típusú ionizációs kamrával mért adatok összevetése

Pontozott vonallal a lineáris regressziós egyenes van megjelenítve (amelynek egyenlete szerepel a diagramon), folytonos kék vonallal az átlag (várható érték) becslésére vonatkozó, míg folytonos világoskék vonallal a pontbecslésre vonatkozó megbízhatósági intervallumok láthatók, 95%-os megbízhatósági valószínűség mellett.

A GM-szonda adatainak lineáris regressziós modell alapján történő korrekciójával jó közelítéssel megkaphatjuk a valós környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mérhető környezeti sugárzási komponenseinek értékét. A gamma-sugárzás környezeti dózisegyenérték-teljesítményének meghatározásához ebből az értékből le kell vonni a kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponensét is, amelynek jellemző dózisegyenérték-teljesítménye a KFKI Telephelyen 0,034  $\mu\text{Sv/h}$ . (Azzal a kiegészítéssel, hogy a kozmikus sugárzás pillanatnyi értékét a naptevékenységek és a légnyomás is befolyásolja. [2]) Ha a referencia fotonugárzási térben végzett kalibrációnak köszönhetően a mérőrendszernek a környezeti (az antropogén eredetű mellett a természetes) gamma-sugárzásra adott relatív válasza egységnyinek tekinthető<sup>8</sup>, a gamma-sugárzás környezeti dózisegyenérték-teljesítményének meghatározásának ekvivalens módja, ha a mérőeszköz jelzéséből levonjuk a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponensének a mérőrendszer arra adott válaszával súlyozott környezeti dózisegyenérték-teljesítményét.

<sup>8</sup> A mérőeszköz  $^{137}\text{Cs}$  sugárzási térben végzett kalibrációjánál a gamma-sugárzás mért környezeti dózisegyenérték-teljesítménye jó közelítéssel meg fog egyezni a valós értékkel, amennyiben a mérés tekintetében számottevő energiatartományban a mérőeszköz energiaválasza konstans. Jelentősebb energiafüggésnél azonban a terasztriális sugárzás nagyenergiás gamma-vonalai (a  $^{40}\text{K}$  1461 keV-os, a  $^{214}\text{Bi}$  1765 keV-os és a  $^{208}\text{Tl}$  2615 keV-os vonala) a környezeti gamma-sugárzás fölé-/alábecslését eredményezik. Ezt kiküszöbölendő a kalibrációhoz  $^{226}\text{Ra}$  forrás (a  $^{222}\text{Rn}$ -vel és bomlástermékeivel szekuláris egyensúlyban) is alkalmazható, amellyel 47–2448 keV-os energiatartományú foton spektrum biztosítható, 1130 keV-os átlagos energiával [15].

A vizsgálatoknál figyelembe vett GM-szondákra az 1. táblázat adja meg a mért és a fentiek szerint számított adatokat környezeti dózisegyenérték-teljesítmény értékben. Látható, hogy a gamma-sugárzási komponens értékei megfeleltethetők a környezetben lévő, természetes eredetű gamma-sugárzó radionuklidok aktivitáskoncentrációjából származtatott környezeti dózisegyenérték-teljesítményeknek (lásd A környezeti sugárzási tér jellemzői c. fejezetben).

1. táblázat. A környezeti dózisegyenérték-teljesítményben mért és számított eredmények a természetes sugárzás monitorozására szolgáló GM-szondák mérőhelyein

A GM-szonda sorszama	Mért környezeti dózisegyenérték-teljesítmény* ( $\mu\text{Sv/h}$ )		GM-szondára számított környezeti dózisegyenérték-teljesítmény ( $\mu\text{Sv/h}$ )	
	RSS-112 ionizációs kamra**	GM-szonda	Környezeti sugárzás***	Gamma-sugárzás****
1	0,065	0,111	0,068	0,034
2	0,082	0,121	0,078	0,044
3	0,087	0,134	0,093	0,059
4	0,067	0,108	0,064	0,030
5	0,081	0,123	0,081	0,047
6	0,081	0,125	0,083	0,049
8	0,071	0,111	0,067	0,033
10	0,089	0,125	0,083	0,049
11	0,080	0,127	0,086	0,052
12	0,070	0,116	0,072	0,038
13	0,080	0,121	0,079	0,045
Átlag	0,078	0,120	0,078	0,044
Szórás	0,008	0,008	0,009	0,009

\*Egymást követő 10 perces mérési intervallumok átlagos értékei

\*\*Az RSS-112 típusú ionizációs kamra jelzése a környezeti háttérsugárzásra mutatott 1,08-as felülmérésének figyelembevételével korrigálva

\*\*\*A GM-szonda jelzése a lineáris regressziós modell alapján korrigálva

\*\*\*\*A GM-szonda korrigált jelzéséből (a valós környezeti dózisegyenérték-teljesítmény mérhető környezeti sugárzási komponenseinek közelítése) a kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező komponensének környezeti dózisegyenérték-teljesítményét (0,034  $\mu\text{Sv/h}$ ) levonva

## ÖSSZEFOGLALÁS

A cikkben ismertettük a KFKI Telephelyen üzemelő környezetsugárzás-monitorozó rendszerek összehasonlító vizsgálatának eredményeit. Bemutattuk, hogy megfelelő korrekciók elvégzését követően az aktív és passzív dozimetriai mérések pontosságának növelése érhető el. A sugárvédelmi környezetellenőrzési céllal használt dózisteljesítmény- és dózismérő-eszközök egyaránt mérik a környezeti sugárzási tér gamma-sugárzási komponensét és a másodlagos kozmikus sugárzás töltéssel rendelkező összetevőjét, amelyek hozzájárulásának elkülönítéséhez szükséges az egyes komponensek számszerűsítése. Erre vonatkozóan egy közelítő módszert mutattunk be. Ez kiváltképp akkor bír gyakorlati jelentőséggel, ha a mérés célja a mesterséges eredetű gamma-sugárzás effektív dózisének becslése, amelyhez a mért jelzésből a természetes eredetű komponensek járulékának levonására is szükség van, az inherens háttér figyelembevétele mellett.

## IRODALOMJEGYZÉK

- [1] Fehér I., Deme S. (szerk.), 2010. Sugárvédelem. ELTE Eötvös Kiadó, Budapest. ISBN 978-963-284-080-2
- [2] F. Wissmann, 2006. Variations Observed in Environmental Radiation at Ground Level. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 118, No. 1, pp. 3–10. <https://doi.org/10.1093/rpd/nci317>
- [3] A. Bouville, W.M. Lowder, 1988. Human population exposure to cosmic radiation. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 24 No. 1, pp. 293–299. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a080290>
- [4] National Council on Radiation Protection and Measurements (NCRP), 1976. Environmental Radiation Measurements Report No. 50, NCRP, Washington. ISBN: 0-913392-32-4
- [5] Thompson, I.M.G. et al. (szerk.), 1999. Technical Recommendations on Measurements of External Environmental Gamma Radiation Doses. Radiation Protection series 106. European Commission, Luxembourg. ISBN 92-828-7811-2
- [6] P. Bossew, G. Cinelli, M. Hernández-Ceballos, N. Cernohlawek, V. Gruber, B. Dehandschutter, F. Menneson, M. Bleher, U. Stöhlker, I. Hellmann, F. Weiler, T. Tollefsen, P.V. Tognoli, M. de Cort, 2017. Estimating the terrestrial gamma dose rate by decomposition of the ambient dose equivalent rate. *Journal of Environmental Radioactivity*, Vol. 166 (2), pp. 296-308, <https://doi.org/10.1016/j.jenvrad.2016.02.013>
- [7] H. Dombrowski, M. Bleher, M. De Cort, R. Dabrowski, S. Neumaier, U. Stöhlker, 2017. Recommendations to harmonize European early warning dosimetry network systems. *Journal of Instrumentation*, Vol. 12, P12024. <https://doi.org/10.1088/1748-0221/12/12/P12024>
- [8] F. Wissmann, A. Rupp, U. Stöhlker, 2007. Characterization of dose rate instruments for environmental radiation monitoring. *Kerntechnik*, Vol. 72, No. 4, pp. 193-198. <https://doi.org/10.3139/124.100341>
- [9] UNSCEAR, 2000. Report to the General Assembly, with Scientific Annexes: Sources and Effects of Ionizing Radiation. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, United Nations, New York. ISBN 92-1-142238-8
- [10] Endrődi Gáborné, 2019. EK Környezetvédelmi Szolgálat 2019. évi jelentése. KVSZ-2019-387-01-01-00
- [11] D. Jakab, I. Apáthy, A. Csőke, S. Deme, Gné. Endrődi, L. Tósaki, T. Pázmándi, 2019. Comparative analysis of active and passive dosimetry systems used in environmental gamma radiation monitoring. ENVIRA 2019 Proceedings (ed. I. Světlík et al.), Prague, Czech Republic, 2019.09.08-09.13. Czech Technical University in Prague, Prague, pp. 42-45. <https://doi.org/10.14311/ENVIRA.2019>
- [12] Budapest Főváros Kormányhivatala, Metrológiai és Műszaki Felügyeleti Főosztály, 2020. Kalibrálási bizonyítvány, DOZ-0007/2020
- [13] Reuter-Stokes, 1995. RSS-112 Operating Manual
- [14] H. Dombrowski, 2019. Preparedness intercomparison of passive H\*(10) area photon dosimeters in 2017/2018 (IC2017prep). *Journal of Instrumentation*, Vol. 14, P10008. <https://doi.org/10.1088/1748-0221/14/10/P10008>
- [15] H. Dombrowski, S. Neumaier, I. M. G. Thompson, F. Wissmann, 2009. EURADOS intercomparison 2006 to harmonise European early warning dosimetry systems. *Radiation Protection Dosimetry*, Vol. 135 (1), pp. 1–20, <https://doi.org/10.1093/rpd/ncp090>