

BELTÉRI GAMMA-SUGÁRZÁS MÉRÉSEK TAPASZTALATAI ÉS JAVASLAT AZ ÉRTÉKELÉS MÓDSZERÉRE

Homoki Zsolt^{1,2*}, Szigeti Ágnes²

¹Pannon Egyetem, Vegyészmérnöki és Anyagtudományok Doktori Iskola

²Nemzeti Népegészségügyi Központ, Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Főosztály

1221 Budapest, Anna u. 5.

*homoki.zsolt@nnk.gov.hu

A kézirat beérkezett: 2021.08.11.

Közlésre elfogadva: 2023.02.27.

Assessment and proposal for methodology of indoor gamma radiation measurements

The public interest grows rapidly in radiation measurements in buildings and therefore more and more people undertake to do such kind of measurement using different approach. At this time, there is no official guideline or commonly applied practice on indoor gamma dose rate measurements. First of all, it was needed to analyse the gamma radiation levels in existing dwellings. Additionally, we developed a practical guideline for the survey of indoor gamma dose rate. The described protocol and statistical data give a good basement the radiation protection experts to the evaluation of measurements results.

Keywords – gamma radiation, gamma dose rate, radiation dose, slag, slag concrete block

Jelentősen növekszik a lakosság érdeklődése az épületek beltéri sugárzása iránt és ennek köszönhetően egyre többen végeznek ilyen célú méréseket különféle műszerekkel. Az épületen belüli gamma-sugárzások vizsgálatának jelenleg nincs kialakult, egységes módszere és nincs megállapított vonatkoztatási szintje sem. Szükségesnek láttuk ezért egy gyakorlati mérési és értékelési útmutató kidolgozását. A leírt protokoll segítséget ad az ezzel foglalkozó sugárvédelmi szakemberek számára a helyszíni mérések elvégzéséhez és az eredmények értelmezéséhez.

Kulcsszavak – gamma-sugárzás, gamma-dózteljesítmény, sugárterhelés, salak, salakbeton

BEVEZETÉS

A sugárvédelemi ajánlások fejlődésével a figyelem a nukleáris fenyegetettséggel szembeni védekezés és a dolgozók sugárvédelme után a lakosság természetes forrásokból származó sugárterhelése felé fordult.

Természetes sugárterhelésünk legnagyobb részt a beltéri radontól és az építőanyagok gamma-sugárzásától származik. 2016 óta hazánkban is van mindkét kockázati tényezőre jogszabályban meghatározott vonatkoztatási szint. A forgalomba hozható építőanyagok gamma-sugárzásától származó többlet külső sugárterhelést évi 1 mSv-ben korlátozták. A teljesülésének ellenőrzésére a laboratóriumi méréssel meghatározott aktivitáskoncentrációkból számolt építőanyag-index használatos. Forgalomba hozni olyan építőanyagot lehet, amelyre teljesül, hogy az index értéke kisebb, mint 1. Ekkor az

feltételezhető, hogy az annak felhasználásával készült épületben a bent tartózkodók többlet éves gamma-sugárterhelése kisebb, mint 1 mSv. Ez az eljárás azonban nem alkalmazható a már meglévő épületekre, amikor a lakóterek beltéri gamma-sugárzását kell értékelni. Az ilyen fennálló sugárzási helyzetekben az elfogadható szintet minden esetben az épület állapotának, használati módjának, a beavatkozási lehetőségek figyelembevételével kell meghatározni. Ezen vizsgálatoknak jelenleg nincs szakmailag megalapozott módszertani háttere. Célunk volt vizsgálataink eredményének közreadásával segítséget adni az ezzel foglalkozó sugárvédelmi szakemberek számára a helyszíni mérések végzéséhez és a kapott eredményeik értelmezéséhez.

GAMMA-SUGÁRZÁS AZ ÉPÜLETEKBEN

A beltéri gamma-sugárzás forrása és nagysága hazai épületekben

A radioaktivitás környezetünk természetes jellemzője. Forrásai a Föld keletkezése óta jelen lévő, természetes eredetű, földkérgi radioizotópok, amelyek a milliárd éves felezési idejük miatt még nem bomlottak le – és ezek bomlástermékei, valamint a kozmikus sugárzás és annak hatására a magas légkörben folyamatosan keletkező ún. kozmogén radionuklidok jelenléte. A földkérgi radioizotópok megtalálhatók minden környezeti elemekben, anyagtípustól függően akár jelentősen különböző koncentrációban. Külső sugárterhelésünk legnagyobb részt ezen izotópok gamma-sugárzásától származik. Az emberi test sugárterhelésének meghatározásához az 1 m magasságban mért értékeket szokás alapul venni, mert kb. ez a magasság felel meg az álló, felnőtt ember geometriai középpontjának, illetve ebben a magasságban helyezkednek el a sugárzásra legérzékenyebb szövetek, az ivarszervek. [RP 106], [UNSCEAR 2000]

A szabadban és épületekben mérhető dózisteljesítmény kétféle sugárzásból tevődik össze. Forrása a mérési pont környezetében lévő természetes radionuklidok gamma-sugárzása és a kozmikus sugárzás ionizáló komponense. A kozmikus sugárzás intenzitása időben közel állandó és hazánk földrajzi szélességén kb. 32 nSv/h. A gamma-sugárzás intenzitása a mérési pont környezetében jelen lévő gamma-sugárzó radionuklidok mennyiségétől és minőségétől függ. A szabadban, a felső 30 cm-es talajréteg természetes radioizotópjainak koncentrációja határozza meg elsődlegesen a mért dózisteljesítmény gamma-sugárzásból származó járulékát. [Sas PhD] Tapasztalatunk szerint, összhangban az irodalmi adatokkal, egy adott helyszínen a háttérsugárzás értéke csak legfeljebb kismértékű ingadozást mutat és egy adott ponton a hosszú idejű (pl. éves) átlagérték az idővel nem változik. Számottevő, ideiglenes növekedést bizonyos időjárási körülmények mellett lehet csak megfigyelni, ilyen pl. a nagyobb esőzés, amikor a csapadék a talajfelszínre mossa az addig a levegőben eloszlott radioaktivitást hordozó port. [RP 106], [UNSCEAR 2000]

Intézetünk több évtizede méri passzív és aktív mérőeszközökkel a szabad környezetben és épületekben a dózisteljesítményt. A 626 helyszínen, természetes környezetben, 1 m magasságban végzett mérések alapján a hazai háttérsugárzás dózisteljesítményének mediánja 98 nSv/h, környezeti dózisegyenérték-teljesítményben, $H^*(10)$ -ben kifejezve (számtani átlag: 99 nSv/h,

10–90% percentilis: 77–122 nSv/h). A városi, beépített környezetben általában a természetes környezethez képest kisebb értékek mérhetők. A 10– 90% percentilisként megadott tartományt a gyakoriság szerint növekvő sorrendbe rendezett teljes halmazból a 10%-ot kitevő legkisebb és legnagyobb értékek elhagyásával kapjuk, az így megadott értékek az összes érték 80%-át teszik ki.

Tapasztalatunk szerint a külső természetes környezethez képest az épületekben rendszerint nagyobb, ritkábban kisebb dózisteljesítmény értékek mérhetők. Mitől függ ez?

Minden építőanyagnak van valamekkora természetes radioaktivitása. Az építőanyagok radioaktivitását ugyanazon földkérgi radionuklidok adják, amelyek a természetes környezetünkben is jelen vannak. Közülük a mennyiségük és a dózisteljesítmény-járulékuk alapján az ^{238}U és ^{232}Th bomlási sorok elemeinek, valamint a ^{40}K -nek a legnagyobb a jelentősége. Az ^{238}U bomlási sor dózisteljesítmény-járulékáért elsősorban a ^{226}Ra és leányelemei felelősek, ezért az ^{238}U sor aktivitáskoncentrációját gyakran a ^{226}Ra radionuklid koncentrációjával fejezik ki. [RP 112].

A beltérben mért dózisteljesítmény legfőbb forrása az épület szerkezeti elemeit alkotó építőanyagokban lévő radioizotópok gamma-sugárzása. [RP 112] A beltéri gamma-sugárzás nagyságát tehát elsődlegesen a felhasznált építőanyagok mennyisége, radioaktivitása és az épület szerkezeti kialakítása határozza meg. Egy adott helyiség adott pontjában mérhető dózisteljesítmény függ tehát a belső terek méreteitől, a padló, a mennyezet és a falak anyagától, azok radioaktivitásától, szerkezeti kialakítástól, illetve a mérés során a műszernek a határoló felületektől való távolságától.

Az épület szerkezeti anyagok nem csak forrásai a beltéri sugárzásnak, de árnyékoló (elnyelő) képességük is van a vastagságuk és sűrűségük függvényében. Minél vastagabb és nehezebb egy anyag, annál nagyobb az árnyékoló képessége a gamma-sugárzással szemben. A külső térből jövő gamma-sugárzást az épületek fala és födémje a legtöbbször jelentős mértékben leárnyékolja, ezért a beltérben már nem, vagy csak alig mérhető járulékot ad. A kozmikus sugárzást az épületrészek csak kis mértékben nyelik el. Az árnyékoló-képességüket az egyes irodalmi források eltérőnek becsülik, de abban megegyeznek, hogy a kozmikus sugárzás beltéri értéke általában nagyságrendileg összevethető a szabadban mérhetővel. A későbbi kalkulációk során ezért 32 nSv/h-val vettük figyelembe. [UNSCEAR 2000], [IAEA SSG-32], [RP 112]

Az intézetünk által végzett vizsgálatok alapján, összhangban az irodalmi adatokkal, az építőanyagok radioaktivitása típusonként jelentősen változó, de egy-egy anyagfajtán belül jellegzetes értékeket mutat. Radioaktivitásuk közvetlenül értékelhető a megfelelően előkészített minták laboratóriumi gamma-spektrometriai méréséből kapott aktivitáskoncentrációk alapján. [RP 112]

Az 1. és 2. táblázat mutatja néhány építőanyag típus átlagos aktivitáskoncentrációját az irodalmi adatok és az intézetünk által végzett mérések alapján, valamint az átlagos értékekből a (2) és (3) képlet alapján számított dózisteljesítmény hozzájárulást $H^*(10)$ egységben.

1. táblázat. Építőanyagok átlagos aktivitáskoncentrációi nemzetközi mérések alapján [RP 112]

Építőanyag	Aktivitáskoncentráció (Bq/kg)			Építőanyag index	Dózistelj. hozzájárulás (nSv/h)
	^{226}Ra	^{232}Th -sor	^{40}K		
cement	40	30	400	0,42	57
gápszilikát	60	40	430	0,54	75
agyagtégla	50	50	670	0,64	86
homoktégla	10	10	330	0,19	26
terméskő	60	60	640	0,71	96
természetes gipsz	10	10	80	0,11	15

2. táblázat. Építőanyagok átlagos aktivitáskoncentrációi az intézetünk mérései alapján

Építőanyag	Aktivitáskoncentráció (Bq/kg)			Minta szám	Építőanyag index	Dózistelj. hozzájárulás (nSv/h)
	²²⁶ Ra	²³² Th-sor	⁴⁰ K			
pernye	127	62	422	56	0,87	128
kohósalak	108	52	282	16	0,72	105
cement	36	20	155	63	0,27	39
homok	14	16	361	11	0,25	33
agyagtégla	44	43	707	56	0,60	80
gázsilikát	25	33	176	1	0,31	40
Ytong	15	9	186	2	0,16	22
fa	1,8	1,9	41	22	0,03	4

Megjegyzés: Az 1. és 2. táblázatban közölt építőanyag index értékeket a (1) képlet alapján számoltuk.

Véleményünk szerint, gyakorlati szempontból az építőanyagok radioaktivitásának jellemzésére a belőlük készült szerkezeti elemek felszínén mérhető dózisteljesítmény értékek is használhatók megkötések mellett. Az értékek felhasználásakor figyelembe kell venni, hogy az adott padló, fal, mennyezet felületén mért dózisteljesítmény függ a vizsgált helyiségben lévő többi szerkezeti elem (felület) radioaktivitásától és azoknak a mérési ponttól való távolságától is. Ha egy helyiségben nem mérhető az átlagos beltéri szintet számottevő mértékben meghaladó dózisteljesítmény, az egyes felületeken mért értékek alkalmasak lehetnek az építőanyag radioaktivitásának értékelésére. Az átlagos szintet jelentősen meghaladó radioaktivitású építőanyagokat tartalmazó épületrészek sugárzása jelentősen megnövelheti (torzíthatja) a többi felületen (távolabbi pontokban) mért értéket. Ilyen esetekben a kapott értékek nem fognak megfelelni az építőanyag típusa alapján várt értéknek.

Tapasztalatunk szerint, összhangban a laboratóriumi mérések eredményével, a legkisebb radioaktivitása a fának van (lásd 2. táblázat). Minden más építőanyagé jóval nagyobb, ezért a fából készült szerkezeti és burkoló elemeknek nincs érdemi hozzájárulása a mért beltéri dózisteljesítmény értékéhez. A faburkolatok felszínén mért dózisteljesítmény értéket elsődlegesen a környezetük és nem a saját radioaktivitásuk határozza meg.

Az építőanyagok között a fa után a gipszkartonnak, Ytongnak, mészkőnek (terméskőnek), homoktéglának és betonnak a legkisebb a radioaktivitása. A belőlük készült falak felszínén a hazai átlagos külső háttérsugárzásnak megfelelő vagy annál kisebb dózisteljesítmény értéket mértünk. A mért értékek mediánja 97 nSv/h volt (számtani átlag: 96 nSv/h, 10–90% percentilis: 80–110 nSv/h). Ily módon ezen építőanyagok típusoknak a legkisebb a hozzájárulása a beltéri gamma-sugárzáshoz.

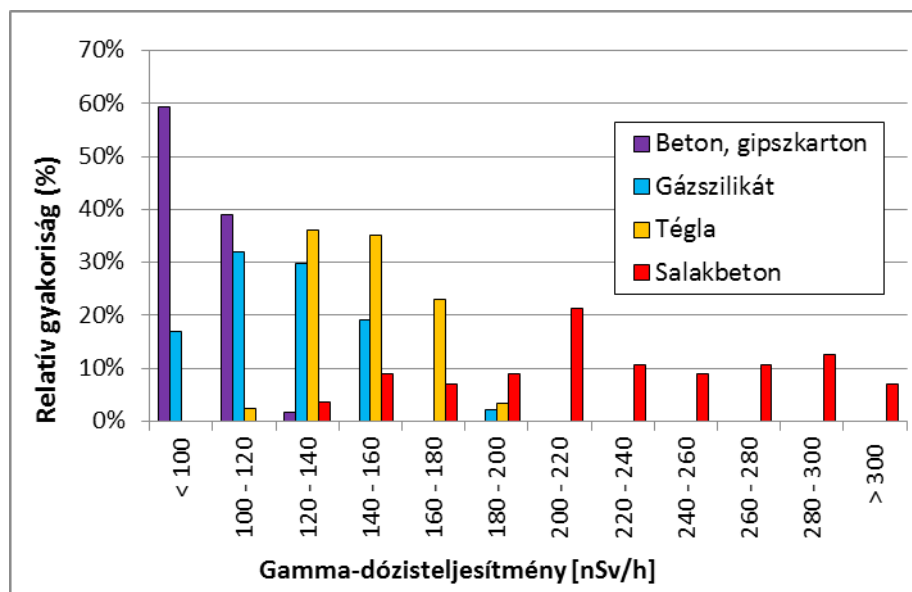
Az előbbieknél valamivel nagyobb, de szintén alacsony dózisteljesítményt mértünk a gázsilikát blokkokból készült falak felszínén. Az értékek mediánja 121 nSv/h volt (számtani átlag: 120 nSv/h, 10 - 90 % percentilis: 94 – 156 nSv/h).

A normál építőanyagok közül az égetett agyagtéglák felszínén mértük a legnagyobb értéket. A medián 146 nSv/h volt (számtani átlag: 148 nSv/h, 10–90% percentilis: 127–171 nSv/h). A mért legmagasabb érték 200 nSv/h volt.

Ennél nagyobb értékeket csak a vulkáni eredetű tufák és az erősen radioaktív salakot tartalmazó beton (ún. salakbeton) elemek felszínénél mértünk. A vizsgált salakbetonon mért

értékek mediánja 221 nSv/h volt (számtani átlag: 227 nSv/h, 10–90 % percentilis: 163–291 nSv/h). A mért legmagasabb egyedi érték 570 nSv/h volt.

Az egyes építőanyag fajták felszínénél általunk mért gamma-dózisteljesítmény értékek relatív gyakoriságát az 1. ábra mutatja.



1. ábra. Egyes építőanyagfajták felszínén mért gamma-dózisteljesítmény értékek százalékos gyakorisági eloszlása.

Az intézetünk által 2002 és 2020 között 436 épületben, illetve lakásban 1 m magasságban aktív műszerrel végzett több mint 4600 dózisteljesítmény mérés mediánja 145 nSv/h volt (számtani átlag: 158 nSv/h, 10–90% percentilis: 109–216 nSv/h). A méréseket legnagyobb részt a szcintillációs elven működő Automess típusú műszerrel végeztük.

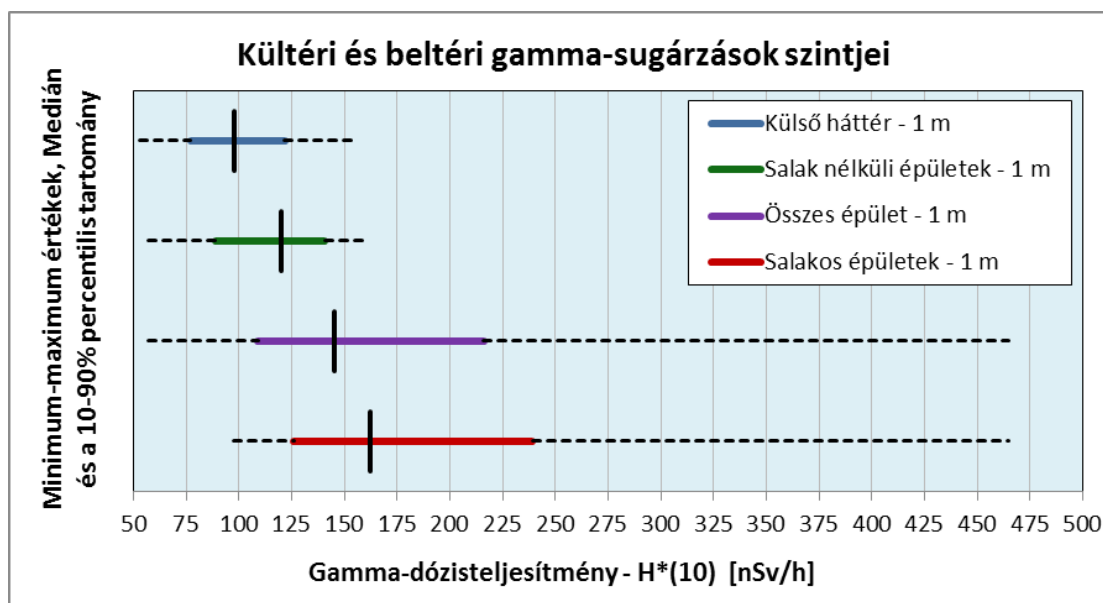
Eredményeink elemzésekor azt láttuk, hogy a salakfeltöltést, vagy salakbeton elemeket tartalmazó épületekben gyakran az átlagnál nagyobb, azt akár jelentősen meghaladó dózisteljesítmény értékeket mértünk. A többletsugárzás mértékét a salak beépítési módja, a mennyisége és a radioaktivitása határozta meg. A salakbeépítéses épületekben a legnagyobb dózisteljesítmény értékeket rendszerint a salakot tartalmazó részek környezetében, általában a szabadon lévő (takarás nélküli) salakfeltöltés felszínén mértük.

A salakbeépítések miatti többlet gamma-sugárzás értékének becsléséhez a salak nélküli helyiségekben mért értékek statisztikájának adatait célszerű alapul venni. A kettő különbsége adja a többletet. Eredményeink elemzése alapján a salakot nem tartalmazó épületekben az 1 m magasságban mért dózisteljesítmény értékek mediánja 120 nSv/h volt (számtani átlag: 118 nSv/h, 10–90% percentilis: 89–141 nSv/h). A padlószinten és a mennyezetnél mért értékek is kb. ugyanakkorak voltak, mint középen, 1 m magasságban. A mediánjaik 120 és 123 nSv/h voltak. Látható, hogy az itt mért értékek csak alig voltak nagyobbak, mint az átlagos külső háttérszint. Az is elmondható, hogy a salak nélküli épületekben a legnagyobb értéket rendszerint a szobák falán (téglafalon) vagy a fürdőszoba padlóján, ill. falán, esetleg a konyhában (csempén, kerámia burkolaton) mértük. Ugyanakkor az értékek sosem haladták meg a 200 nSv/h-t.

Eredményeink elemzése alapján a salakbeépítéses helyiségekben 1 m magasságban a dózisteljesítmény értékek mediánja 168 nSv/h volt (számtani átlag: 183 nSv/h, 10–90% percentilis: 133–253 nSv/h). Látható, hogy a salakos beépítések miatt, az érintett

helyiségekben az átlagos dózisteljesítmény, 1 m-en kb. 1,5-szer (65 nSv/h-val) nagyobb volt, mint a salak nélküliekben. A 90% percentilisnek megfelelő érték, kb. 1,8-szor (112 nSv/h-val) volt nagyobb. Ugyanakkor megállapítható az is, hogy a salakbeépítések miatt a legtöbbször csak mérsékelten nagyobb dózisteljesítményt mértünk, amelyek nem haladták meg a hazai háttérsugárzás 2,5-szeresét (250 nSv/h-t).

A salakbeépítéses és salak nélküli épületekben, valamint a szabad térben mért dózisteljesítmény értékeink statisztikáját az 2. ábra foglalja össze. Az ábrán a vízszintes szaggatott vonal a minimum és maximum értéket, a vízszintes kivastagított színes vonal a 10 és 90% percentilisnek megfelelő tartományt, a függőleges fekete vonal a medián értéket mutatja.



2. ábra Szabad térben és épületekben mért dózisteljesítmény értékek tartományai

1.1. Az építőanyagok radioaktivitása és a beltéri gamma-dózisteljesítmény kapcsolata

A 2/2022. (IV. 29.) Korm. rendelet 51. §-a alapján a kereskedelmi forgalomba kerülő „építőanyagok által kibocsátott beltéri külső gamma-sugárzás vonatkoztatási szintje a kültéri külső sugárterhelésen felül 1 mSv/év” [2/2022.]. Ez a hazai szabályozás a 2013/59/EURATOM direktíva ide vonatkozó részének majdnem szó szerinti átvétele [2013/59/EURATOM]. Az uniós rendelkezés elméleti hátterét az Európai Közösség Radiation protection 112-es kiadványa (RP 112) adja. Az RP 112-ben leírt koncepció szerint az épületben tartózkodáskor az építőanyagok gamma-sugárzásából származó külső sugárterhelésünket a szabadban való tartózkodás külső dózisához kell hasonlítani és a kettő különbsége adja meg a többlet dózisunkat. Ez utóbbi korlátozható a forgalomba kerülő építőanyagokban megengedett radioaktivitás szabályozásával és így az építőanyagból felszabadulni képes radon mennyisége is korlátos lesz, elősegítve az erre vonatkozó külön rendelkezések teljesülését [RP 112].

A feltétel teljesülésének ellenőrzésére az (1) képlet szerint számított építőanyag index (I) meghatározása szolgál. Ha $I < 1$ akkor további számítások nélkül is az feltételezhető, hogy a vizsgált anyag felhasználásával készült épületben a gamma-sugárzásból származó éves többlet sugárterhelés kisebb, mint 1 mSv 7000 óra expozíciós időt feltételezve.

$$I = \frac{C_{Ra-226}}{300} + \frac{C_{Th-232}}{200} + \frac{C_{K-40}}{3000} \quad (1)$$

ahol

C_{Ra-226} ^{226}Ra radionuklid aktivitáskoncentrációja (Bq/kg),
 C_{Th-232} ^{232}Th bomlási sor elemeinek átlagos aktivitáskoncentrációja (Bg/kg),
 C_{K-40} ^{40}K radionuklid aktivitáskoncentrációja az építőanyagban (Bq/kg).

Az RP 112 koncepciója egy az alábbi paraméterek rendelkező referenciahelyiségre vonatkozó modellszámításon alapul:

- szélesség $\times$ hosszúság $\times$ magasság: 4 m $\times$ 5 m $\times$ 2,8 m
- falak és födémek vastagsága 20 cm, anyaga beton, sűrűsége 2350 kg/m³
- tartózkodási idő 7000 óra/év
- az effektív dózis és levegő Kerma közötti átváltási faktor: 0,7 Sv/Gy
- háttér gamma-sugárzás: 50 nGy/h (kivonandó a beltéri gamma-sugárzásból)
- dózisterhelés szempontjából a referenciapont a szoba középpontja. [RP 112]

Az RP 112 koncepciója szerint az építőanyagok elfogadható aktivitáskoncentrációjának felső szintje a ^{226}Ra -ra és ^{232}Th -re 100 Bq/kg, a ^{40}K -re 1000 Bq/kg. Ezen értékekhez a nevezőkbe olyan számértéket választottak, hogy az így képzett hányadosok által kifejezett dóziszárulékok külön-külön kb. 1/3-ot, együttesen kb. 1-et tegyenek ki [RP 112]. Számításaink szerint az $I = 1$ feltétel pontosabban akkor teljesül, ha például a C_{Ra-226} és C_{Th-232} értéke 90 Bq/kg és a C_{K-40} értéke 750 Bq/kg.

Az RP 112-ben megadták az egyes épületrészek (padló, plafon, falak) építőanyagainak aktivitás-koncentrációja és az abból modellszámítással nyert dózisteljesítmény-járulékok közötti konverziós tényezőket (nGy/h)/(Bq/kg) egységben. Ezeket mutatja be a 3. táblázat [RP 112].

3. táblázat Épületrészekhez tartozó dózisteljesítmény-konverziós tényezők

Épületszerkezeti elem	Dózisteljesítmény-konverziós tényező (nGy/h)/(Bq/kg)		
	f_{Ra-226}	f_{Th-232}	f_{K-40}
Padló + plafon + falak	0,92	1,1	0,080
Padló önmagában	0,24	0,28	0,020
Plafon önmagában	0,25	0,32	0,023
Falak önmagukban	0,43	0,50	0,037

A 3. táblázatban lévő dóziskonverziós tényezőket felhasználva kapjuk a (2) képletet, amivel kiszámítható az ismert aktivitáskoncentrációjú építőanyagból készült épületrészek dózisteljesítmény-járuléka a referenciahelyiség középpontjában mérve.

$$D_a = f_{Ra-226} \cdot C_{Ra-226} + f_{Th-232} \cdot C_{Th-232} + f_{K-40} \cdot C_{K-40} \quad (2)$$

Az UNSCEAR 1988 Report-ban meghatározott és azóta is elfogadott dóziskonverziós tényező a levegőben elnyelt dózis és az effektív dózis (E) között 0,7 Sv/Gy.

$$E = D_a \cdot 0,7 \frac{\text{Sv}}{\text{Gy}} \quad (3)$$

A (2) és a (3) képlet alapján számítható az éves többlet effektív dózis értéke.

$$E = (D_a - D_{Bg}) \cdot \frac{1}{1.000.000} \cdot 7000 h \cdot 0,7 \frac{Sv}{Gy} \quad (4)$$

ahol

D_a a teljes mért levegőben elnyelt dózisteljesítmény a középpontra megadva (nGy/h),

D_{Bg} háttér gamma-sugárzás levegőben elnyelt dózisteljesítményben (nGy/h),

E effektív dózis (mSv/év).

Ellenőrzésként kiszámítottuk, hogy a (2) képletbe behelyettesítve az $I=1$ feltételnek megfelelő általunk választott $C_{Ra-226}=C_{Th-232}=90 Bq/kg$ és $C_{K-40}=750 Bq/kg$ értékeket a D_a értékére 242 nGy/h-t kaptunk, amiből a (3) képlet alapján 0,94 mSv/év többletdózis számítható.

A gamma-sugárzás biológiai kockázata energiafüggő. Egy tipikus szabad környezetben felvett spektrumban a gamma-fotonok fluxusának ~70%-át az 500 keV alatti energiájú fotonok adják, azonban a tényleges teljes elszennvedett dózis ~70%-áért az 500 keV-nél nagyobb energiájú fotonok felelősek. A levegő Kermában megadott fotonenergia szerint összegzett kumulatív dózis feléhez tartozó fotonenergia ~ 900 keV, míg a környezeti dózisegyenértékben ($H^*(10)$) kifejezett kumulatív dózis feléhez ~ 750 keV tartozik. A 700 keV energiához a ^{137}Cs radionuklid fotonenergiája áll közel (661,6 keV). Ezt használják leggyakrabban a dózisteljesítményt mérő műszerek kalibrációjára. [RP 106]

Az irodalomban a környezeti dózisegyenérték ($H^*(10)$) és a levegőben elnyelt dózis (D_a) közötti átváltási tényező helyett a levegő kermára (K_a) vonatkozót adják meg. Ennek értéke a ISO 4037-3 szabvány szerint ^{137}Cs radionuklid energiáján 1,21. [ISO 4037-3]

$$H^*(10) = K_a \cdot 1,21 \frac{Sv}{Gy} \quad (5)$$

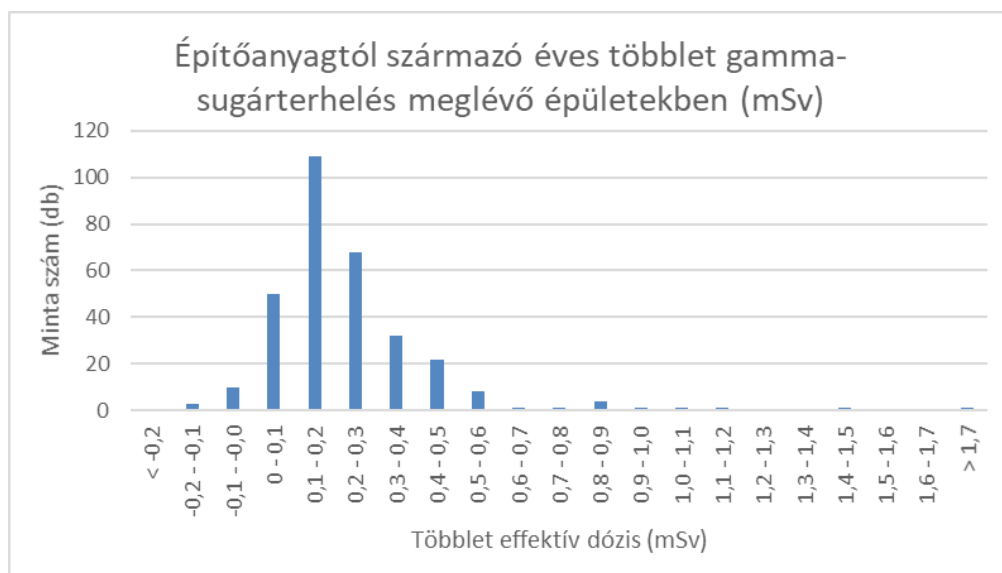
Bár a kermát és az elnyelt dózist ugyanazon mértékegységgel fejezik ki ($Gy=J/kg$), de a helyettesíthetőség feltételhez kötött. A különbség a dózis számításakor figyelembe vett energiaközlés módjában van. A MSZ 14341 szabvány 72.1. pontja szerint a D_a és K_a közötti energiafüggő átváltás a (6) képlet szerint számítható, ahol g_a értéke 600 keV fotonenergia esetén 0,00148 és 3 MeV energiánál is csak 0,00820. Vagyis a különbség elhanyagolható mértékű. [MSZ 14341]

$$D_a = K_a \cdot (1 - g_a) \quad (6)$$

A fentiekből (3, 5, 6 képlet) az következik, hogy a $H^*(10)$ egységben mért érték kb. 40%-os felülbecslést jelentenek az effektív dózishoz képest 600 keV fotonenergián.

$$E = D_a \cdot 0,7 \frac{Sv}{Gy} = K_a \cdot (1 - g_a) \cdot 0,7 \frac{Sv}{Gy} = \frac{H^*(10)}{1,21 \frac{Sv}{Gy}} \cdot (1 - g_a) \cdot 0,7 \frac{Sv}{Gy} = H^*(10) \cdot 0,58 \frac{Sv}{Sv} \quad (7)$$

A 3. ábra mutatja az általunk vizsgált épületeknél az átlagos beltéri dózisteljesítmény értékéből a (7) képlet alapján meghatározott éves többlet sugárterhelések gyakoriság eloszlását mSv-ben.



3. ábra. Építőanyagoktól származó többlet sugárterhelés meglévő épületekben

Az (5) és (7) képletek felhasználásával kiszámoltuk a korábban hivatkozott értékek környezeti dózisegyenértékben kifejezett dózisteljesítménnyé átváltott értékét. A referenciaépület középpontjára általunk számított 242 nGy/h levegőben elnyelt dózisteljesítmény az (5) képlet szerint átváltva környezeti dózisegyenértékké és a kozmikus sugárzás értékét hozzáadva 325 nSv/h-nak felel meg.

Ha az 1 mSv/év többlet dózis kritériumból indulunk ki, akkor a (4–6) képletek felhasználásával a többlet gamma-dózisteljesítményre környezeti dózisegyenértékben kifejezve 250 nSv/h-t kapunk.

Meglévő épületek esetében, amelyeket sugárvédelmi szempontból fennálló sugárzási helyzetként kell kezelni az 1 mSv-es referencia szint csak iránymutatásként használható, az adott helyzetben elfogadható gamma-sugárzási szintet minden esetben az épület állapotának, használati módjának, a beavatkozási lehetőségek figyelembevételével kell meghatározni.

Beltéri gamma-sugárzás felmérésének és értékelésének módszere:

A megfelelő műszer kiválasztásának nagy jelentősége van. Adott sugárzási térben a műszer által kijelzett érték függ a műszer működési elvétől, kialakításától, érzékenységtől, energiafüggésétől, stb. A leolvasott érték értelmezésekor mindig tekintetbe kell venni a műszer teljesítményjellemzőit és a vizsgált sugárzási tér jellegét.

Magyarországon a 127/1991. (X. 9.) Korm. rendeletet alapján a dózisteljesítmény mérő készülékek hitelesítésre kötelezettek. A mérésekhez olyan műszertípust ajánlott választani, amely legalább 100 nSv/h-tól rendelkezik hitelesítéssel, mivel az értékelés szempontjából releváns tartomány 100 nSv/h–1000 nSv/h.

A dózisteljesítményt mérő műszerek többsége a háttérsugárzási szintet jelentősen meghaladó dózisterek mérésére lett kifejlesztve, ezért fontos az alkalmazott műszer körültekintő megválasztása. Ausztrál metrológusok 116-féle típusú, összesen 1158 db műszert teszteltek referencia sugárzási térben. Az 1–5 μ Sv/h-s gamma-sugárzási térben a műszerek kb. 90%-ának kijelzése legfeljebb $\pm 10\%$ -os eltérést mutatott az elvárt értékhez képest. Ugyanakkor a laboratórium épületében mért háttér értékek szórása igen nagy volt. A 4. ábra alapján látható, hogy leggyakoribb és véleményünk szerint legrealisabb értéknek megfelelő

eredmény ($140 \pm 10\%$ nSv/h) az összes feljegyzett értéknek csak kb. negyedét, azaz 25%-át tette ki. [Aqeel, 2019]

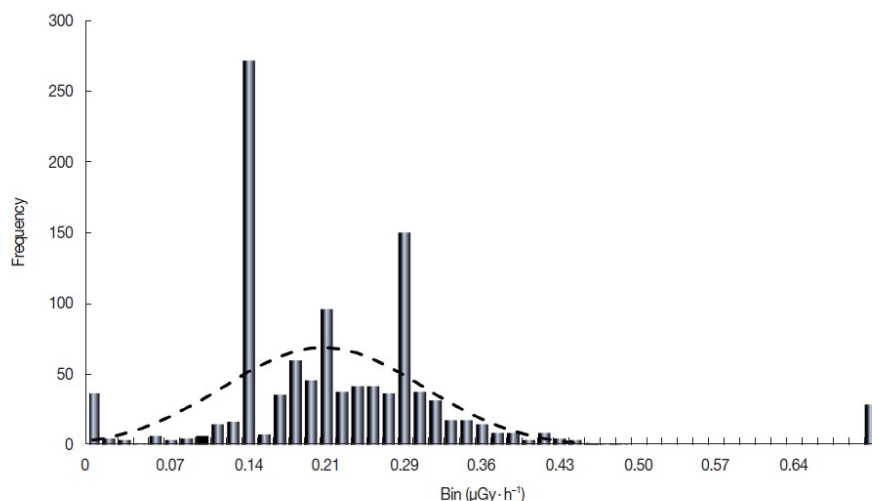


Fig. 3. Frequency distribution of ambient background radiation dose rate as registered by different measurement devices. The dashed line is a normal distribution fit to the data.

4. ábra Laborépületben mért háttér gamma-sugárzás értékek gyakoriság eloszlása

A beltéri gamma-sugárzás felmérését az alábbi információk összegyűjtéssel érdemes kezdeni, amelyek az eredmények értékelését segítik majd:

- az épület építési éve
- tagoltsága (felszín alatti és feletti szintek száma)
- az aljzat és a födémek anyaga, kialakítása
- a fő- és közfalak anyaga
- padló burkolati anyagok típusa (helyiségenként)
- salak jelenléte az épületben (a beépítés helye, módja)
- utólagos átépítések és bővítések helye, módja, ideje

Tapasztalatunk szerint, a beltéri dózistér nagyságának részletes helyszíni vizsgálatokor érdemes a falaktól távolabb, a helyiség nagyságától függően egy vagy több pontban dózisteljesítményt mérni. Egy adott vizsgálati pontban célszerű a mérést 3 különböző magasságban: padlószinten, 1 m magasságban és a mennyezet irányában elvégezni, továbbá néhány kiválasztott fő- és közfal felszínénél. A mérési pontok számát aszerint érdemes sűríteni, hogy az egymáshoz közel mért értékek mekkora szórást mutatnak. Az eredmények rögzítéséhez szükséges egy alaprajz a vizsgált helyszínről, amelyen a mérési pontok épületen belüli helyei jelölhetők. Az eredmények feljegyzésekor a mérési pont sorszáma mellett a magasságot is fel kell jegyezni. Az ily módon rögzített információk alapján a dózistér nagyságának térbeli eloszlásáról kapunk információt. Ellenőrzésül az épület mellett, a szabadban is ajánlott mérést végezni.

Az épületekben a gamma-sugárzás mértéke emberi léptékben az idővel nem változik, független az épület életkorától. Külső környezeti paraméter nem befolyásolja. Érdemi változást csak az eredményez, ha az épület szerkezetét érintő átalakítást, felújítást végeznek benne.

Tapasztalatunk szerint, a fent és a később bemutatott eredmények birtokában, az épület szerkezeti kialakításának, az alkalmazott építőanyagok típusának ismeretében megbecsülhető,

hogy kb. mekkora dózisteljesítmény értékek várhatók a padlón, a plafonnál és a falak felszínén, ha azokban nincs salak. Az 1 m magasságban mért értékek pedig a födémek és falak radioaktivitásától és a műszer ezektől való távolságától függ. A falak és a födémek néhány méteres távolságból véges kiterjedésű lapforrásnak tekinthetők, melyeknél a dózisteljesítmény távolság szerinti csökkenésével lehet számolni.

A dózisteljesítmény mérések végzése közben az alábbiakat célszerű megfigyelni:

- a mért dózisteljesítmény értékek abszolút nagysága,
- a mért értékek viszonya az építőanyagok és épület szerkezeti kialakítása alapján várt, a salak nélküli épületekre jellemző értékekhez képest,
- az egy helyiségen belül, azonos magasságban mért értékek szórása,
- az egy pontban, különböző magasságokban mért értékek által mutatott tendencia,
- a belső térben és a falak felszínén mért értékek viszonya,
- a hasonló adottságú szomszédos helyiségekben mért értékek viszonya,
- a burkolatoknak van-e hatása a padlón és falon mért értékekre.

A következőkben további szempontokat mutatunk be a mérési eredmények értékeléséhez. Ugyanazon épületkialakítás mellett a nagyobb radioaktivitású szerkezeti anyagok alkalmazása vagy az azonos radioaktivitású, de vastagabb anyagréteg alkalmazása (pl. vastagabb falak, feltöltés) nagyobb beltéri gamma-sugárzást eredményez. Az anyagvastagság növelése azonban csak adott vastagságig (falaknál modellszámítások alapján kb. 40 cm-ig) járul hozzá a beltéri dózisteljesítmény növekedéséhez. E felett, az önabszorpció eredményeként, a további vastagságnövelés nem okoz további növekményt [IAEA SSG-32]. Méréseink alapján a nagy radioaktivitású padlójú helyiségekben (> 500 nSv/h) 1 m magasságban kb. 40%-kal, 2,5 m magasságban kb. 60 %-kal kisebb érték mérhető, mint padlószinten. Mérsékelt radioaktivitású padlók esetében (200–500 nSv/h) a csökkenés mértéke ennél kisebb, 1 m magasságban általában csak 10–30%.

Azt láttuk, hogy a falak felszínén és a padlón mért dózisteljesítményt megnövelheti a rajtuk lévő burkolat nagyobb radioaktivitása is. A mázas kerámia lapokkal (csempék, járólapok, stb.) burkolt felületeken sokszor kb. 20–30 nSv/h-val nagyobb érték mérhető a nem, vagy fával (pl. parkettával) burkolt felületű részekhez képest, ennek azonban a külső dózisterhelésünk szempontjából nincs jelentősége.

A salak nélküli épületekben végzett mérési eredmények értékelése alapján azt a következtetést vontuk le, hogy a padlónál, mennyezetnél vagy 1 m magasságban mért 170 nSv/h-nál nagyobb érték, illetve a falak felszínén mért 200 nSv/h-nál nagyobb érték (kivéve tufa fal) salak, illetve salakbeton jelenlétére utal. Az itt megadottnál kisebb értékek sem zárják ki a salak jelenlétét a födémekben vagy a falban, csak ebben az esetben a salak jelenléte miatti többlet gamma-sugárzás elhanyagolható.

Mérési eredményeinkből azt láttuk, hogy a közvetlenül a salakfeltöltésbe ágyazott párnafára vagy vakpadlóra tett parketta csak kis mértékben árnyékolja (csökkenti) a padlószinten mért dózisteljesítményt. Ha azonban a salakfeltöltést betonréteg takarta, akár jelentősen is csökkent a felette mért dózisteljesítmény a betonréteg vastagságától függően. A salakok radioaktivitása a tapasztalataink alapján nagyon változó, sokszor egy helyiségen belül is jelentősen különböző értékeket mértünk ugyanazon felületen.

Fontos megjegyezni, ha egy lakásban van salakbeépítés, nem szükséges, hogy mindegyik helyiségben legyen. Azt láttuk, hogy építési korszaktól függően a ház építéskor sem tettek minden födémrészbe salakot. A régebbi épületeknél gyakori, hogy időközben

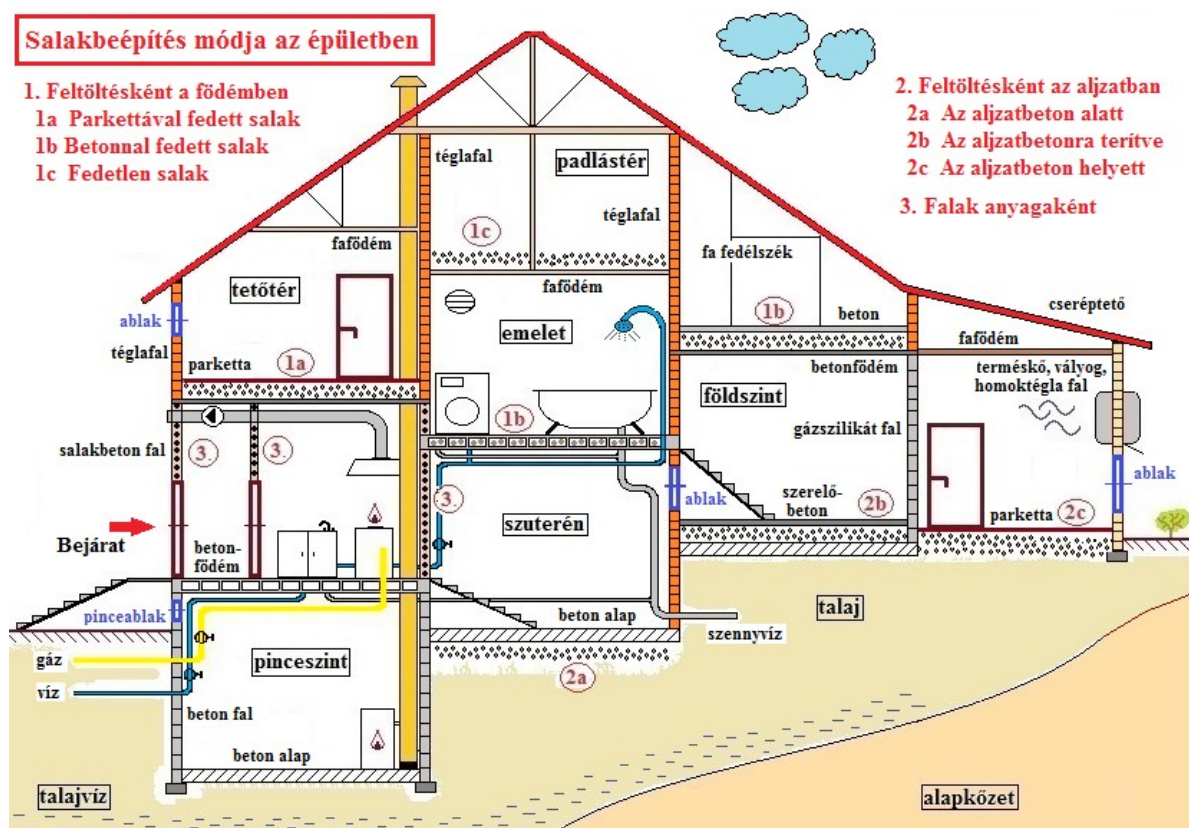
felújították, bővítették és eközben egyes helyiségekből eltávolították a salakot vagy betont terítették rá vagy éppen salakbeton válaszfalat építettek be.

Az alábbiakban néhány példát mutatunk be a beltéri dózistér eloszlására.

Egy betonfödémű, téglafalú, salak nélküli épületben például általában a falak felszínén mértük a legnagyobb és padlószinten legkisebb értéket, 1 m magasságban pedig a padlószintnél nagyobb, de a falnál alacsonyabb értéket. Ha a mennyezet felett volt salakfeltöltés, akkor ez előbbi profil úgy módosult, hogy a padlótól a mennyezet irányába folytonosan növekvő értéket kaptunk. Ha a padló alatt volt a salakfeltöltés, akkor a padlószinttől távolodva folytonosan csökkenő értékeket kaptunk. Ha padló alatt és a mennyezet felett egyaránt volt salakfeltöltés, akkor a feltöltések radioaktivitásának relatív viszonya, a felső födém árnyékoló képessége és a beltéri magasság határozta meg a profilt. Ilyenkor lefelé vagy fölfelé növekvő vagy közel állandó, vagy a középmagasság felé csökkenő értékeket kaptunk. Jellemzően a beton födémű és falú, salak nélküli (pl. panel technológiás) épületekben mértük a legkisebb értékeket. Az ilyen lakások fürdőszobájában és konyhájában a mázas kerámiával burkolt padlón rendszerint valamivel nagyobb értékek mértünk, mint a parkettás padlójú szobákban.

Salakos beépítésből származó többlet gamma-sugárzás

Tapasztalatunk szerint egyedül a salakos beépítések eredményeznek egy épületben emelkedett beltéri gamma-sugárzást, így kiemelten foglalkozunk ezen esetekkel. Az 5. ábra a salakbeépítések jellemző helyeit, módjait foglalja össze.



5. ábra Salakbeépítések jellemző helye az épületekben

Külön-külön meghatároztuk, hogy a salakbeépítés helyének és módjának függvényében hol mekkora dózisteljesítmény értékeket mértünk. Eredményeinket az alábbiakban foglaltuk össze. További adatokat a 6. ábrán és a 4. táblázat tartalmaz, amely az épületekben és az építőanyagok felületén mért dózisteljesítmény értékeket mutatja be.

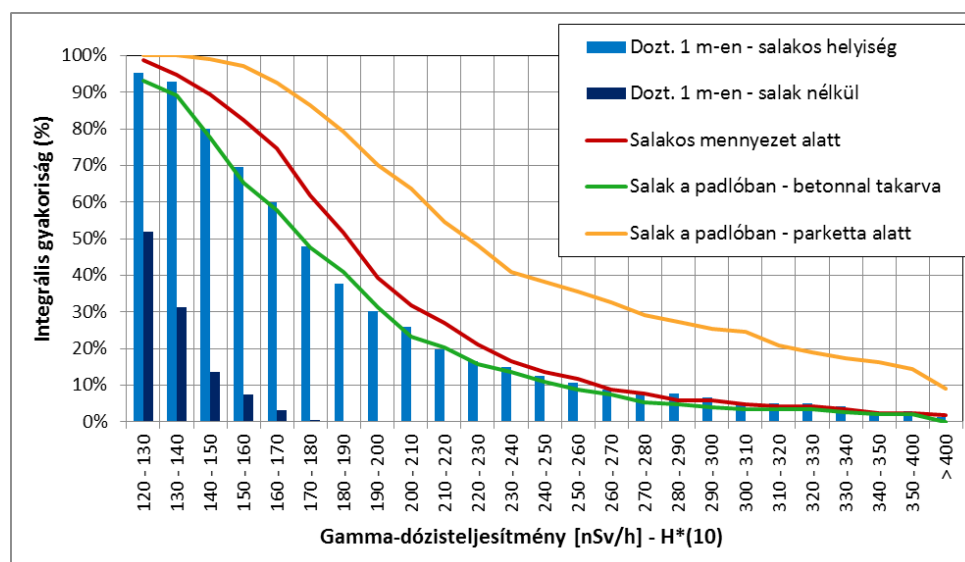
Ahol a parketta közvetlenül a salakra lett téve,

- az esetek 30%-ában a padlószinten mért érték átlaga 200 nSv/h alatt volt,
- az esetek közel felében (47%) az átlagos szint 200 és 300 nSv/h között volt,
- és kb. minden negyedik esetben (23 %) 300 nSv/h feletti értéket mértünk.

Ahol a padló alatti salak sugárzását beton árnyékolta, ott jóval kedvezőbb értékeket kaptunk. Csak minden negyedik esetben (25%) volt az átlagérték 200 nSv/h felett és csak 3% volt az, ahol meghaladta a 300 nSv/h-t. A padlón mért értékek gyakoriság eloszlása az 1 m magasan mért eredményekét követi.

A salakot tartalmazó födémek alatt, a plafonnál mért dózisteljesítmény értékek hasonló gyakoriság eloszlást mutattak, mint a betonnal takart salakos padló esetében.

A fedetlen salakon közvetlenül mért értékek csak alig, kb. 5%-kal voltak nagyobbak, mint a parkettán mért értékek. A különbség kis mértékének oka a parketta és az alatta lévő párnafa vagy vakpadló által kiadott csekély távolságból és a fa kis sűrűsége miatti csekély árnyékoló képességéből adódhat.



6. ábra A salakos és salak nélküli helyiségekben mért dózisteljesítmény értékek integrális gyakoriság eloszlása

Beavatkozási lehetőségek a beltéri gamma-sugárzások csökkentésére

Ha a lakótérben mért dózisteljesítmény értékek zöme nem érte el a 250 nSv/h-t, sosem javasoltunk beavatkozást, mivel az elérhető dózisteljesítmény csökkenés kisebb, mint 100 nSv/h és az éves többlet sugárterhelés mértéke legfeljebb 0,6 mSv.

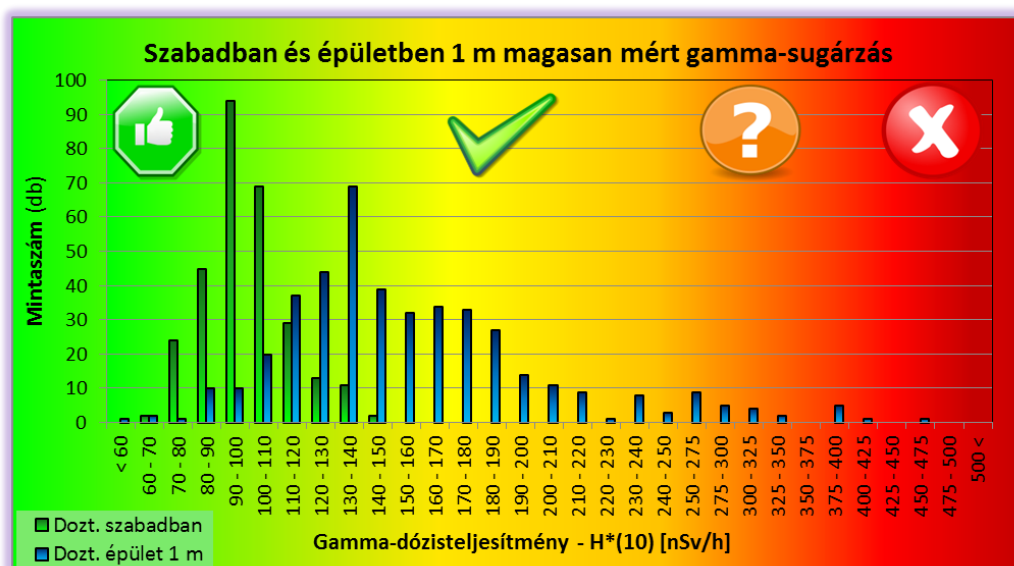
A padlószinten, mennyezet közelében mért 350 – 400 nSv/h közepes radioaktivitású salak jelenlétére utal. A födémekben lévő salak eltávolításával a salak jelenlétének tulajdonítható többlet sugárzás természetesen megszűnik, visszamaradó sugárzással nem kell számolni. A salakfeltöltés cseréje azonban gyakran igen költséges. A nem túl nagy radioaktivitású salakok esetében elegendő lehet a gamma-sugárzás csökkentésére a salak részleges eltávolítása és,

vagy betonnal való fedése. Az ilyen jellegű beavatkozásokat csak építész szakvéleménye alapján lehet elvégezni.

Ha az emelkedett beltéri sugárzás forrása a salakbetonból készült tartófalak, két elvi lehetőség merül fel. A falak takarása belülről megfelelő vastagságú árnyékoló réteggel, ez csökkenti a belső, hasznos alapterület. A másik lehetőség, a kiváltásuk. Ez a főfalak esetében meglehetősen bonyolult, speciális építészeti eljárást igényel. Mindkét lehetőség jelentős költségvonzattal jár. Ha csak a közfalak vannak salakbetonból, szükség szerint eltávolíthatók, de tapasztalatunk szerint ilyen esetekben a beltéri gamma-sugárzás csak mérsékelt emelkedést mutat a falaktól távolabb mérve.

A mért eredmények értelmezésekor az összes értéket és azok térbeli eloszlását érdemes figyelembe venni. Például, ha 1 m magasságban 350 nSv/h-t mértünk, akkor padlószinten általában kb. 500 nSv/h dózisteljesítmény volt mérhető.

Beavatkozás melletti döntés előtt mindig mérlegelni kell a kivitelezés költségét, időigényét, megvalósíthatóságát, kihatását az épülethasználatra és az általa nyert hasznot. A 7. ábrán a szabadban és az épületekben, 1 m magasságban mért átlagos dózisteljesítmény értékeink gyakoriságeloszlását mutatjuk be jelezve azt is, hogy mely értékek tekinthetők véleményünk szerint elfogadhatónak.



7. ábra Szabadtéri és átlagos beltéri gamma-sugárzás értékek eloszlásgyakorisága

4. táblázat A környezetünkben mért dózisteljesítmény értékek statisztikája

Dózisteljesítmény (nSv/h)	Szabadban és az épületekben mért dózisteljesítmény értékek statisztikája
--- 50 ---	Szabadban: ~ 50 nSv/h kb. a hazai háttér gamma-sugárzás alsó határa Épületben: ~ 50 nSv/h kb. a beltéri gamma-sugárzás alsó határa
--- 100 ---	Szabadban: <u>medián:</u> 98 nSv/h, (számtani átlag: 99 nSv/h, 10–90% percentilis: 77–122 nSv/h) Beton, gipszkarton, Ytong: <u>medián:</u> 97 nSv/h (számtani átlag: 96 nSv/h, 10–90% percentilis: 80–110 nSv/h)
120	Nem salakos épületben: <u>medián</u> 120 nSv/h (számtani átlag: 118 nSv/h, 10–90% percentilis: 89–141 nSv/h)

Dózisteljesítmény y (nSv/h)	Szabadban és az épületekben mért dózisteljesítmény értékek statisztikája
--- 150 --- 180	Gázszilikát: <u>medián: 121 nSv/h</u> (számtani átlag: 120 nSv/h, 10–90% percentilis: 94–156 nSv/h) Nem salakos épületben mért átlagos maximum: 147 nSv/h Szabadban: háttérsugárzás hazánkban jellemzően kisebb, mint 150 nSv/h Tégla (égetett agyag): <u>medián: 146 nSv/h</u> (számtani átlag: 148 nSv/h, 10–90% percentilis: 127–171 nSv/h) Dózisteljesítmény átlagos épületben: <u>medián 150 nSv/h</u> (számtani átlag: 157 nSv/h, 10–90% percentilis: 111–204 nSv/h) Salakos helyiségekben mért dózisteljesítmény <u>Salakos helyiségben, 1 m magasságban: medián 168 nSv/h</u> (számtani átlag: 183 nSv/h, 10–90% percentilis: 133–253 nSv/h) <u>Betonzott salakos padlón: medián 166 nSv/h</u> (számtani átlag: 178 nSv/h, 10–90% percentilis: 125–244 nSv/h) <u>Salakos mennyezet alatt: medián 182 nSv/h</u> (számtani átlag: 192 nSv/h, 10–90% percentilis: 139–252 nSv/h) Nem salakos helyiségben 1 m magasságban mért átlag, mindig <180 nSv/h!
--- 200 --- 220 --- 250 ---	Salakos helyiségekben mért dózisteljesítmény <u>Salakos helyiségben 1 m magasságban >200 nSv/h: 26%</u> <u>Parkettán mérve alatta salakkal: medián 217 nSv/h</u> (számtani átlag: 260 nSv/h, 10–90% percentilis: 163–378 nSv/h) Vulkáni tufa fal Salakbeton fal: <u>medián 221 nSv/h</u> (számtani átlag: 227 nSv/h, 80%: 163–291 nSv/h) <u>Salakon közvetlenül mért átlagos dozt.: medián 235 nSv/h</u> (számtani átlag: 271 nSv/h, 10–90% percentilis: 157–398 nSv/h) <u>Salakon közvetlenül mért maximális dozt.: medián 274 nSv/h</u> (számtani átlag: 340 nSv/h, 10–90% percentilis: 175–524 nSv/h)

KONKLÚZIÓK

Cikkünkben bemutattuk az épületekben általában mérhető gamma-sugárzások szintjét és forrását. Javaslatot tettünk arra, hogy adott beltéri gamma-sugárzási szinteknél, csak mely feltételek mellett ajánlott beavatkozást végezni.

KÖSZÖNETNYILVÁNÍTÁS:

Az összeállított anyag háttéréül szolgáló mérésekben a szerzőkön kívül részt vett még Déri Zsolt, Kocsy Gábor, Kövendiné Kónyi Júlia, Lengyel József, Nagy Dániel, Nagy János, Nagyné Bereczki Laura, Rell Péter, Szabó Péter.

Az itt bemutatott értékelések elkészültében nagy segítséget jelentett Kocsy Gábor, Szabó Gyula, Fülöp Nándor korábbi osztályvezetők, és Dr. Osváth Szabolcs jelenlegi osztályvezető és Dr. Sáfrány Géza főosztályvezető főorvos Úr támogató hozzáállása.

Továbbá külön köszönöm Csige István és Déri Zsolt lektori munkáját, amivel a cikk színvonalát emelték, javították.

IRODALOM

- Aqeel, 2019 Aqeel A. A., Matthew B. W., A Review of Dose Rate Meters as First Responders to Ionising Radiation, J. of Radiation Protection and Research 44(3), pp 97–102, 2019
- IAEA, SSG-32 IAEA Safety Standards, Protection of the Public against Exposure Indoors due to Radon and Other Natural Sources of Radiation, No. SSG-32, IAEA, Vienna, 2015
- ISO 4037-3 ISO 4037-3, X and gamma reference radiation for calibrating dose meters and dose rate meters and for determining their response as a function of photon energy
- MSZ 14341 MSZ 14341:2017 Külső röntgen- és gamma-sugárzások dozimetriája
- RP 106 European Commission Radiation Protection 106, Technical recommendations on measurements of external environmental gamma radiation doses, EURADOS Report 1999
- RP 112 European Commission Radiation Protection 112, Radiological Protection Principles concerning the Natural Radioactivity of Building Materials, 1999
- Sas Phd Sas Zoltán, Doktori értekezés, Építőanyagok radon emanációját és exhalációját befolyásoló paraméterek vizsgálata, Pannon Egyetem, Radiokémiai és Radioökológiai Intézet, 2012
- UNSCEAR 2000 Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation to the General Assembly, Annex B
- 2013/59/EURATOM A Tanács 2013/59/EURATOM irányelve (2013. december 5.) az ionizáló sugárzás miatti sugárterhelésből származó veszélyekkel szembeni védelmet szolgáló alapvető biztonsági előírások megállapításáról, valamint a 89/618/Euratom, a 90/641/Euratom, a 96/29/Euratom, a 97/43/Euratom és a 2003/122/Euratom irányelv hatályon kívül helyezéséről
- 2/2022. 2/2022. (IV. 29.) OAH rend. Az ionizáló sugárzás elleni védelemről és a kapcsolódó engedélyezési, jelentési és ellenőrzési rendszerről

„Készült a SOMOS Alapítvány támogatásával”