A LAKOSSÁG SUGÁRTERHELÉSÉNEK MEGHATÁROZÁSA

Aláírólap

A Lakosság sugárterhelésének meghatározása című szakterületi program Módszertani és kritérium dokumentumát az *Országos „Frédéric Joliot-Curie" Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Kutató Intézet (OSSKI)* projektben résztvevő szervezeti egységei dolgozták ki.

Közreműködő szakértők:

Szervezeti egység	*Név*	*Beosztás*	*Aláírás*
Országos „Frédéric Joliot-Curie" Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Kutató Intézet			
Munkahelyi Sugáregészségügyi Osztály	Juhász László	projektfelelős fizikus	
Informatikai és Adatnyilvántartási Osztály	Glavatszkih Nándor	osztályvezető vegyész	
Sugáregészségügyi Főosztály I.	Fülöp Nándor	főosztályvezető vegyész	
Munkahelyi Sugáregészségügyi Osztály	Sebestyén Zsolt	kutató fizikus	
Munkahelyi Sugáregészségügyi Osztály	Motoc Anna Mária	kutató fizikus	

Tartalomjegyzék

15 LAKOSSÁG SUGÁRTERHELÉSÉNEK MEGHATÁROZÁSA 7
15.1 A vizsgálatok célja 7
15.2 A vizsgálati terjedelem és terület 7
15.3 Jogszabályi háttér 7
15.4 Alapadat források, előírások, szabályozások 8
15.4.1 MVM Lévai Projekt által átadott dokumentációk 8
15.4.2 Szakirodalom 9
15.4.3 Szoftverek 9
15.4.4 Előírások, Normák 9
15.5 A szakterületi vizsgálat és értékelés módszertana 10
15.5.1 Az alkalmazott módszertan leírása 10
15.5.1.1 A légköri kibocsátásból származó terjedés és sugárterhelés 10
15.5.1.2 Vízi kibocsátásból származó sugárterhelés 11
15.5.1.3 Egyéb források külső sugárterhelése 12
Radioaktív hulladékok elszállítása 12
Felszabadított radioaktív hulladékok szállítása 12
Friss fűtőelem telephelyre szállítása 12
Kiégett fűtőelem szállítása a Kiégett kazetták átmeneti tárolójába (KKÁT) 13
A telephely területén eszközök, sugárforrások mozgatása 13
Ipari radiográfiás vizsgálatok 13
15.5.2 Elfogadhatósági kritériumok 13
15.6 A rendelkezésre álló adatok, információk kritikai feldolgozása, értékelése 14
15.6.1 Az alapadatok forrása 14
15.6.2 A felhasznált alapadatok áttekintése 16
15.7 A Lakosság sugárterhelésének számítása 19
15.7.1 A radioaktív izotópok légköri terjedése 19
15.7.1.1 A légköri terjedés és dózisok számítási modellje 19
15.7.1.2 A légköri kibocsátásokból számolt lakossági sugárterhelés 21
15.7.2 Vízi kibocsátásból származó sugárterhelés 27
15.7.2.1 Aktivitáskoncentrációk számítása a vízi környezetben 27
15.7.2.2 Lakossági sugárterhelés a vízi környezetben 33
15.7.2.3 A PAE és a KKÁT folyékony kibocsátásaiból származó sugárterhelés 36
15.7.2.4 A talajvízbe bekerülő tríciumból származó sugárterhelés becslése 45
15.7.3 Radioaktív hulladékok elszállítása 48
15.7.3.1 A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékok szállítása 48
15.7.3.2 Felszabadított radioaktív hulladékok szállítása 50
15.7.4 Friss fűtőelem telephelyre szállítása 52
15.7.5 Kiégett fűtőelem szállítása a Kiégett Kazetták Átmeneti Tárolójába (KKÁT) 59
15.7.6 A telephely területén eszközök, sugárforrások mozgatása 64
15.7.7 Ipari radiográfiás vizsgálatok 66
15.8 Összegzés 70
15.9 Hivatkozási jegyzék 70

Ábrajegyzék

15.7-1. ábra: A szektorcsoportok felosztása az erőmű 30 km-es környezetében 23
15.7-2. ábra: Csámpai gyermekek (kritikus csoport) éves dózisainak alakulása az erőműi kéménykibocsátásokból 25
15.7-3. ábra: Csámpai felnőttek éves dózisainak alakulása az erőműi kéménykibocsátásokból 25
15.7-4. ábra: Csámpai gyermekek (kritikus csoport) éves dózisainak alakulása a KKAT kibocsátásaiból 26
15.7-5. ábra: Csámpai felnőttek éves dózisainak alakulása a KKAT kibocsátásaiból 26
15.7-6. ábra: A PAE folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan 44
15.7-7. ábra: A KKÁT folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan 44
15.7-8. ábra: A radioaktív anyag bejutása az erőműből a talajvízbe 45
15.7-9. ábra: A szállítókonténer modelljének vízszintes, illetve függőleges metszetbe 48
15.7-10. ábra: A szállítókonténer modelljének vízszintes, illetve függőleges metszetbe 100 000 forrásrészecske elindítása után....49
15.7-11. ábra: A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékszállító konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek 50
15.7-12. ábra: A TK-SZ4 típusúszállító konténer [15.3-9] 53
15.7-13. ábra: A TK-SZ4-es konténerek elhelyezkedése a V-60 SZK típusú vasúti kocsin 53
15.7-14. ábra: A TK-SZ4-es konténerek elhelyezkedése a V-60 SZK típusú vasúti kocsin felülnézetből....54
15.7-15. ábra: A V-60 SZK típusú vasúti kocsi 54
15.7-16. ábra: A forrás alakulása 100 000 elindított részecske után....56
15.7-17. ábra: Az alkalmazott modellből a TK SZ4-es konténer függőleges metszete 57
15.7-18. ábra: Az alkalmazott modellből a TK SZ4-es konténer vízszintes metszete 57
15.7-19. ábra: A V-60 SZK típusú vasúti kocsi körül számolt dózisteljesítmény (H') értékek a távolság függvényében....59
15.7-20. ábra: A C-30-as szállítókonténer (1) [15.3-9] 61
15.7-21. ábra: A C-30-as szállítókonténer (2) [15.3-9] 61
15.7-22. ábra: A C-30-as szállítókonténerre alkalmazott modell 62
15.7-23. ábra: A C-30-as konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek....63
15.7-24. ábra: Sentinel gyártmányú, 880 típusú radiográfiás vizsgáló eszköz [15.3-12]....66
15.7-25. ábra: A radiográfiás vizsgálat számításaira használt modell függőleges metszete....67
15.7-26. ábra: A radiográfiás vizsgálat számításaira használt modell vízszintes metszete 67
15.7-27. ábra A radiográfiás vizsgáló eszköz sematikus ábrája a vizsgálat közben [15.3-12]....68
15.7-28. ábra: A radiográfiás vizsgálatok során kapott dózisteljesítmény értékek 69

Táblázatjegyzék

15.6-1. táblázat: A fotonra vonatkozó dózis-fluxus tényezők [15.2-1] 18
15.6-2. táblázat: A neutronra vonatkozó dózis-fluxus tényezők 18
15.7-1. táblázat. A kritikus csoport évenkénti sugárterhelés légköri kibocsátásból 21
15.7-2. táblázat: Az erőmű 2009 évi légköri kibocsátásai 22
15.7-3. táblázat. A számításokhoz használt térbeli felosztás 23
15.7-4. táblázat. A 2009-es erőműi kéménykibocsátásokból számított összesített dózisok dózis útvonalanként, 1-2 éves kisgyermekeknél (µSv) 24
15.7-5. táblázat. A 2009-es erőműi kéménykibocsátásokból számított összesített dózisok dózis útvonalanként, felnőtteknél (µSv) 24
15.7-6. táblázat: A talaj és növényzet környezeti paraméterei 32
15.7-7. táblázat: Az állatok takarmányozási és vízfogyasztási jellemzői, valamint az állati eredetű élelmiszerek tárolási idői 33
15.7-8. táblázat: Fogyasztási és környezethasznosítási paraméterek 35
15.7-9. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (µSv). A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számítások 38
15.7-10. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (µSv). A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számítások. 40
15.7-11. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok, (µSv). A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számítások. 41
15.7-12. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (µSv). A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számítások. 43
15.7-13. táblázat: A számításokban felhasznált paraméterek és azok értékei 47
15.7-14. táblázat: Az egy hordóra átlagolt aktivitás adatok 48
15.7-15. táblázat: A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékszállító konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek, a hordók maximális és átlagos töltöttsége mellett 49
15.7-16. táblázat: Hulladékok feltétel nélküli felszabadítására vonatkozó felszabadítási szintjei a Paksi Atomerőműben [15.3-9] 51
15.7-17. táblázat: Az 1 év alatt szállított felszabadított hulladékból származó dózisteljesítmény 52
15.7-18. táblázat: Az U-235 jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya 55
15.7-19. táblázat: A Pa-234 jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya 55
15.7-20. táblázat: A Pa-234m jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya 56
15.7-21. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek, gammaforrással számolva 57
15.7-22. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek, neutronforrás esetében 58
15.7-23. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek 58
15.7-24. táblázat: 40,9 GWnap/tU kiégetettségű, 3 évig pihentetett fűtőelem bomlásaiból származó energia szerinti neutron- és foton-intenzitása [15.3-11] 60
15.7-25. táblázat: A C-30-as szállítókonténer külső felületétől mért távolság szerinti számított értékek 62
15.7-26. táblázat: A C-30-as szállítókonténer közelében számolt dózisteljesítmény értékek, neutronforrás esetében 62
15.7-27. táblázat: A kiégett fűtőelem szállító konténer közelében számolt dózisteljesítmény értékek 63
15.7-28. táblázat: Az felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszközök lehetséges nuklidjai és a hozzátartozó aktivitások 64
15.7-29. táblázat felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény értékek (Co-60, Cs-137, Nb-95, Cr-51) 65
15.7-30. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek (Mn-54, Co-58, Fe-59, Zr-95) 65
15.7-31. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek (Ag-110m, Sb-124, Cs-134, Zn-65) 65
15.7-32. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek (Nb-94) 66
15.7-33. táblázat: A radiográfiás vizsgálathoz használt források 67
15.7-34. táblázat: A radiográfiás vizsgálóeszköz körüli dózisteljesítmény 67
15.7-35. táblázat: A radiográfiás vizsgálat közbeni dózisteljesítmények a használt sugárforrástól függően 68

Mellékletek

Csak elektronikus formában átadott mellékletek:

- Legkori_tendencia.xls
- Legkori_tendencia_KKAT.xls
- Legkori_felnott_2011.xls
- Legkori_gyermek_2011.xls
- Legkori_konc_2011.xls

Rövidítésjegyzék

VBJ	Végleges Biztonsági Jelentés
OAH NBF	Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonságtechnikai Felügyelet
OAH NBI	Országos Atomenergia Hivatal Nukleáris Biztonsági Igazgatósága
PA	Paksi Atomerőmű Zrt.
IAEA	International Atomic Energy Agency
ICRP	International Commission on Radiological Protection
HAKSER	Hatósági Környezeti Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer
ÜKSER	Üzemi Környezeti Sugárvédelmi Ellenőrző Rendszer
MCNP	Monte Carlo N-Particle
NAÜ	Nemzetközi Atomenergia Ügynökség
OSSKI	Országos „Frédéric Joliot-Curie” Sugárbiológiai és Sugáregészségügyi Kutató Intézet
ÁNTSZ OTH	Állami Népegészségügyi Tisztiorvosi Szolgálat Országos Tisztifőorvosi Hivatal

15 LAKOSSÁG SUGÁRTERHELÉSÉNEK MEGHATÁROZÁSA

15.1 A VIZSGÁLATOK CÉLJA

A lakosság sugárterhelésének felmérése az alábbi célokkal:

- a fennálló állapot értékeléséhez,
- a létesítmény környezeti hatásai értékelésének megalapozásához.

A leendő létesítmény emberekre gyakorolt esetleges hatásainak nyomon követhetősége érdekében, a telephely környezetében élő lakosság sugárterhelésének meghatározása a jelenlegi radiológiai hatások alapján.

15.2 A VIZSGÁLATI TERJEDELEM ÉS TERÜLET

A lakosság sugárterhelésének becslése a következők szerint történt:

- A telephelyen lévő, jelenleg üzemelő nukleáris létesítmények radioaktív kibocsátási adatai, a direkt és szórt sugárzás dózisteljesítményei, a nukleáris környezetellenőrzés adatai alapján megbecsültük a lakossági sugárterhelését.
- Az egyéb mesterséges forrásokból – radioaktív hulladékok szállítása, fűtőelem szállítás, ipari radiográfiás vizsgálatok – származó lakossági sugárterhelés becslését.

  A sugárterhelés becsléséhez figyelembe vettük a különböző egyéb tevékenységekből, forrásokból eredő mesterséges sugárterheléseket is, így a radioaktív hulladék elszállítását, friss és kiégett fűtőelem szállítását, sugárforrások mozgatását a telephelyen belül és ipari radiográfiás vizsgálatokat.

A sugárterhelés becslését a telephely 30 km-es környezetére, 11 év adatainak felhasználásával és nemzetközileg elfogadott módszerekkel, programokkal végeztük el.

15.3 JOGSZABÁLYI HÁTTÉR

A lakosság sugárterhelésének meghatározása vizsgálati programra vonatkozóan *a környezeti hatásvizsgálati és az egységes környezethasználati engedélyezési eljárásról szóló 314/2005. (XII. 25.) Kormányrendelet* az alábbi releváns előírásokat tartalmazza:

6. § (1) A környezeti hatásvizsgálati eljárás a környezeti hatásvizsgálatra kötelezett tevékenységnek

a) a környezeti elemekre (földre, levegőre, vízre, élővilágra, épített környezetre, ez utóbbi részeként a műemlékekre, műemléki területekre és régészeti örökségre is),

b) a környezeti elemek rendszereire, folyamataira, szerkezetére, különösen a tájra, településre, éghajlatra, természeti (ökológiai) rendszerre való hatásainak, továbbá

c) az előbbi hatások következtében az érintett népesség egészségi állapotában, valamint társadalmi, gazdasági helyzetében – különösen életminőségében, területhasználata feltételeiben – várható változásoknak az egyes esetek sajátosságainak figyelembevételével történő meghatározására, valamint a tevékenység ennek alapján történő engedélyezhetőségére terjed ki a 6–16. §-ok rendelkezései szerint.

A környezeti hatásvizsgálatot megalapozó, szakterületi vizsgálati és értékelési programot a 314/2005. (XII.25.) Korm. Rendelet mellett az 148/1999. (X. 13.) Korm. rendelet az országhatáron átterjedő környezeti hatások vizsgálatáról

szóló, Espooban (Finnország), 1991. február 26. napján aláírt egyezmény kihirdetéséről), a vonatkozó EU előírások, a releváns és hatályos szakterületi jogszabályok és szabványok figyelembe vételével állítjuk össze és hajtjuk végre.

Európai Uniós joganyagok (Decision, Directive)

Európa Tanács 96/29/EURATOM irányelve

Törvények

1995. évi LIII. Törvény a környezet védelmének általános szabályairól

1996. évi CXVI. Törvény az atomenergiáról

1997. évi I. törvény a nukleáris biztonságról a Nemzetközi Atomenergia Ügynökség keretében Bécsben, 1994. szeptember 20-án létrejött Egyezmény kihirdetéséről

Kormányrendeletek

A környezeti hatásvizsgálati és az egységes környezethasználati engedélyezési eljárásról szóló 314/2005. (XII.25.) Korm. rendelet

118/2011. (VII.11.) Kormányrendelet a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről

275/2002 (XII.21.) Kormányrendelet az országos sugárzási helyzet és radioaktív anyagkoncentrációk ellenőrzéséről

15.4 ALAPADAT FORRÁSOK, ELŐÍRÁSOK, SZABÁLYOZÁSOK

A lakosság sugárterhelésének meghatározása során az alábbi adatforrásokat vesszük igénybe.

15.4.1 MVM LÉVAI PROJEKT ÁLTAL ÁTADOTT DOKUMENTÁCIÓK

Cím	Szerző, kiadó, azonosító, kiadási idő
A Paksi Atomerőmű Üzemidő-hosszabbítása Környezeti Hatástanulmány	ETV-ERŐTERV Rt., 000000K00004ERE/A, 2006. február
Zárójelentés a Paksi Atomerőmű telephely-jellemzési programjának keretében a vizek trícium tartalmának meghatározására elvégzett kétéves vizsgálati periódusról	ETV-ERŐTERV Rt., 0000K00ERA00057/B, 2005. szeptember
A Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentése 2. fejezet	Paksi Atomerőmű Rt., 2009.
Környezetvédelmi felülvizsgálatok jelentései	PA Zrt.
Trícium monitoring rendszer kialakítási koncepciótervének elkészítése	Isotoptech Zrt., 2009, PAE-ISO/02/2009/SZ
Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben (2001-2011) Éves jelentések nukleáris környezetvédelemmel foglakozó fejezetei	PA Zrt.
HAKSER jelentések (2001-2011)	OSSKI
Előzetes konzultációs dokumentáció	Pöyry Erőterv Zrt. 6F111121/0002/O, 2012. 01.31.
A paksi atomerőmű telephelyén létesítendő új atomerőműi blokk dózismegszorításának megalapozása	SOM System Kft. SOM®435/1 Rev.3.; 5401 03A00014 SSA; 2011.
KKÁT Végleges Biztonsági Jelentés (VBJ) 6. verzió	SOM System Kft., 2009
KKÁT Üzemeltetési Éves Jelentés 2001-2011	RHK Kft.

15.4.2 SZAKIRODALOM

IAEA Safety Reports Series No.19, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, IAEA, Vienna, 2001

IAEA Safety Series No. 57, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups, IAEA, Vienna, 1982

FZK GSF 12/90, 1990

IAEA Technical Report Series No. 364, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, IAEA, Vienna, 1994

IAEA Technical Reports Series No. 472, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, IAEA, Vienna, 2010

US Federal Guidance Report No. 12, EPA-402-R-93-081, External exposure to radionuclides in air, water and soil, 1993

Daniel A. Torres, Russell D. Mosteller, Jeremy E. Sweezy; Comparison of MCNP5 and Experimental Results on Neutron Shielding Effects for Materials; 2004 Annual Meeting of the American Nuclear Society; June 13-17, 2004; Pittsburgh, PA

Yoshitaka YOSHIDA, Akinao SHIMIZU, Yoshiko HARIMA and Kotaro UEKI; Development and Evaluation of a Fast Calculation Method for Gamma Ray Skyshine Dose Using Data Libraries; Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 48, No. 7, p. 1057–1068; 2011

Los Alamos National Laboratory, “MCNP A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5.0, User’s Guide” (2003)

Minchul Kim, Jongrak Choi, Sunghwan Chung and Jaehoon Ko; Radiation Shielding Evaluation of IP-2 Packages for Low- and Intermediate-Level Radioactive Waste; Nuclear Engineering and Technology, Vol.40 No.6 October 2008

Mitsufumi ASAMI*, Kenichi SAWADA, Akiko KONNAI and Naoteru ODANO; Application of Dose Evaluation of the MCNP Code for the Spent Fuel Transport Cask; Progress in Nuclear Science and Technology, Vol. 2, pp.855-859; 2011

15.4.3 SZOFTVEREK

A légköri kibocsátásból származó légköri terjedés, a szárazföldi táplálékl ánc-elemek koncentrációinak és az egyes besugárzási útvonalakból származó sugárterheléseknek a meghatározása a főként az IAEA Safety Series No. 57 és az IAEA Safety Reports Series No. 19 kiadványokban leírt modelleken alapuló saját fejlesztésű "SS57" nevű programcsomaggal történik.

A vízi kibocsátásból származó lakossági sugárterhelés meghatározása az IAEA Safety Reports Series No. 19 kiadványban leírt modell alapján készült MS Excel táblák segítségével történik.

MCNPX v2.7.0: egy nemzetközileg elismert, háromdimenziós neutron- és gammatranszport kód. A program Monte Carlo módszer segítségével számolja végig a részecskék pályáját.

15.4.4 ELŐÍRÁSOK, NORMÁK

ICRP és IAEA (NAÜ) ajánlásai:

ICRP 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford and New York, 1991

ICRP 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Elsevier, 2008

IAEA Safety Series No. 115, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA, Vienna ,1996 (Nemzetközi Biztonsági Alapszabályzat: Az ionizáló sugárzás elleni védelem és a sugárforrások biztonsága, NAÜ Biztonsági Szabályzat, Biztonsági Sorozat No. 115, Budapest, 1996)

IAEA General Safety Requirements Part 3 (Interim), Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA, Vienna, 2011

15.5 A SZAKTERÜLETI VIZSGÁLAT ÉS ÉRTÉKELÉS MÓDSZERTANA

15.5.1 AZ ALKALMAZOTT MÓDSZERTAN LEÍRÁSA

A feladat végrehajtásához kiegészítő terepi mérésekre nem volt szükség, az értékelést a meglévő (és átadott) adatok összegyűjtésével, rendszerezésével és elemzésével hajtottuk végre. A vizsgálat és az értékelés célja, hogy a telephely környezetében élő lakosság sugárterhelését a jelenlegi forrásokból meghatározzuk és értékeljük. A vizsgálat és az értékelés kritériuma, hogy a környezet hatásvizsgálati dokumentumokhoz a radiológiai elvárásokat (lakosság sugárterhelésének korlátjának betartását) teljesítsük és a telephely engedélyezéshez szükséges adatbázist összeállítsuk.

A lakosság sugárterhelésének becsléséhez a radioaktív anyagok terjedését meghatározó (technológiai, meteorológia, geológiai, stb.) telephelyi és környezeti jellemzők meghatározása után szcenáriókat dolgoztunk ki a feltételezett kibocsátásokra. A szcenáriók a légkörbe, felszíni és felszín alatti vizekbe történő kibocsátásokat, ill. ezek kombinációját tartalmazhatják. A környezeti elemek radioaktivitásának eredményeit nem lehetett felhasználni, mivel a mesterséges eredetű radionuklidokat alig mutattak ki (néhány esetben) vagy többnyire csak globális eredetű radionuklidokat mértek, amelyeket lehetetlen szétválasztani származásuk szerint. A sugárterhelés becsléshez figyelembe vettük még a különböző tevékenységekből, forrásokból eredő sugárterheléseket is, így a radioaktív hulladék elszállítását, friss és kiégett fűtőelem szállítást, sugárforrások mozgatását a telephelyen belül és ipari radiográfiás vizsgálatokat. Megjegyeznénk, hogy az atomerőműtől és a KKÁT-tól közvetlen származó szórt és direkt sugárzás gyakorlatilag a telephelyen kívül elhanyagolható, amit alátámasztanak a 9. Környezeti radioaktivitás általános jellemzése című fejezetben közölt dózisteljesítmény mérések eredményei is. Minthogy a dózisteljesítmény mérési adatok háttér tartományba esnek, ebből kifolyólag ezekből lakossági sugárterhelést nem lehet számolni a nukleáris létesítményekre vonatkoztatva. A lakosságot elsősorban a fűtőelemek mozgatásából és egyéb sugárforrásokból érheti nagyobb direkt és szórt sugárzás, így ezért ezekre végzünk modell számításokat.

A modellezett szcenáriók alapján meghatároztuk a kritikus csoport potenciális sugárterheléseit az egyes, ill. a megfelelőképpen összevont esetekre. A sugárterhelés becslését a telephely 30 km-es környezetére, 11 év adatainak felhasználásával, nemzetközileg elfogadott módszerekkel, programokkal végeztük el, s ezekhez elsősorban az ICRP és IAEA (NAÜ) ajánlásait és adatait használtuk fel.

A számítások alapján értékeltük, hogy az atomerőmű és a KKÁT üzemeltetése megfelelő-e a dózismegszorításban meghatározott dózisra nézve. Ezt az értéket 1998-ban határozták meg 100 μSv/év értékben, aminek a 90 %-át az atomerőmű, míg 10 %-át a KKÁT használhatja ki.

15.5.1.1 *A légköri kibocsátásból származó terjedés és sugárterhelés*

A légköri terjedés leírására a normál üzemi számítások során a nemzetközi ajánlásokon alapuló ún. szektor átlagolt Gauss-féle csóvamodellen alapuló eljárást használtuk. A módszer hosszú időre (pl. 1 évre) állandó átlagos légköri viszonyokat feltételez a forrás közelében, a levegőben a talajfelszín felett kialakuló nuklid koncentrációt illetve a talajfelszíni depozíciót számítottuk vele.

A szárazföldi táplálékklánc egyes komponensei radioaktivitásának leírása az un. koncentráció-faktor technikán alapul. A növényzet aktivitáskoncentráció leírásakor a modell figyelembe veszi a növényzet felületére történő külső depozíciót, illetve a hosszú felezési idejű izotópok esetén azok gyökérzeten keresztüli felszívódását is. Az állati termékek

aktivitáskoncentrációjának becslésekor a modell erősen konzervatív, mivel a felhasznált takarmány kizárólag a helyben termett növényekből kerül ki. A koncentráció faktorok a nemzetközi szakirodalomból származnak, míg a növényekre és állatokra vonatkozó paramétereket magyarországi mezőgazdasági adatokból határoztuk meg.

A fentiek alapján számított koncentrációkból az alábbi dózisokat határoztuk meg:

- külső sugárterhelés:
  - bemerülési gamma-dózis,
  - talajfelszíni gamma-dózis,
  - reszuszpenzióból származó gamma-dózis,
  - bemerülési béta-dózis (bőrdózis),
- belső sugárterhelés:
  - inhalációból származó dózis,
  - reszuszpenzióból származó inhalációs dózis,
  - élelmiszer fogyasztásból származó lenyelési dózis.

A módszer több korcsoport dózisainak meghatározását is lehetővé teszi.

A használt modellek és főbb paramétereik forrása elsősorban az IAEA Safety Series No 57 és az IAIE Safety Report Series No. 19 kiadványok, a belégzési és lenyelési dózistényezőket az IAEA Safety Series No. 115, a korcsoportos külső-gamma dózistényezőket az FZK GSF 12/90 tartalmazza.

15.5.1.2 Vízi kibocsátásból származó sugárterhelés

A Dunába történő kibocsátást leíró modell figyelembe veszi, hogy az oldalirányú elkeveredés – a kibocsátási ponttól nagy távolságban is – csak részlegesen valósul meg. A hidrológiai paraméterekből meghatározhatók a távolságfüggő, ún. részleges elkeveredési korrekciós tényezők, amelyek megadják, hogy a dunai kibocsátási ponttól adott távolságban, a jobb parton hányszor lesz nagyobb a radionuklidok koncentrációja a teljes elkeveredéshez képest.

A folyóvízi terjedést, illetve az aktivitáskoncentrációkat befolyásolja a szedimentumhoz való kötődés is. Konzervatív megközelítésként a szedimentáció aktivitáskoncentráció-csökkentő hatását a számításokban elhanyagoltuk.

A terjedési modellhez kapcsolódó tápláléklánc- és dozimetriai modell komplex hasznosítást feltételezve a következő besugárzási útvonalakat veszi figyelembe:

- külső sugárterhelés:
  - a radioaktív anyagokat tartalmazó víztömegektől,
  - az folyóparttól, és
  - az öntözött talajtól;
- belső sugárterhelés:
  - az ivóvíz,
  - a hal,
  - az öntözött növények, és
  - az itatás, illetve öntözött növényekkel történő takarmányozás miatt radioaktív anyagokat tartalmazó állati eredetű élelmiszerek fogyasztásából.

A számításokhoz szükséges paramétereket a következőképpen csoportosíthatók:

- átviteli tényezők (koncentráció faktorok),
- életmód jellemzők (környezethasznosítás),
- ivóvíz- és élelmiszer-fogyasztási adatok,
- külső sugárzások dóziskonverziós tényezői.

- lenyelési dózistényezők.

A fenti paraméterek forrása elsősorban az IAEA Safety Reports Series No. 19 kiadványa, amelyet hazai fogyasztási és becsült életmód jellemzőkkel egészítettünk ki. Egyes radionuklidok átviteli tényezőit az IAEA Technical Reports Series No. 472, lenyelési dózistényezőit pedig az IAEA Safety Series No. 115 és IAEA General Safety Requirements Part 3 ajánlásokból; a radioaktív anyagokat tartalmazó víztömegtől származó külső sugárterhelés számításához szükséges dóziskonverziós tényezőket az US Federal Guidance Report No. 12 kiadványból vettük.

15.5.1.3 Egyéb források külső sugárterhelése

A feladatban megbecsültük a lakosságot érő sugárterhelést az egyes külső besugárzási útvonalakon és összevetettük az elérhető mérési adatokkal.

Számítógépes modellt készítettünk a különböző tevékenységek szimulációjára az elérhető dokumentumok, adatok alapján, valamint az atomerőmű és a KKÁT végleges biztonsági jelentéseit is felhasználtuk.

A forrás meghatározásánál a vizsgálni kívánt tevékenységhez tartozó izotóparányokat használtuk fel. A szimulációkhoz az MCNPX nevű program 2.7.0 verzióját használjuk (későbbiekben MCNP néven használjuk), ami egy nemzetközileg elismert, háromdimenziós neutron- és gammatranszport kód. A program Monte Carlo módszer segítségével számolja végig a részecskék pályáját, amely azon alapszik, hogy véletlen számok segítségével kisorsolja a részecske irányát, helyét, hogy reakcióba lép-e az adott magreakció hatáskeresztmetszete alapján és hogy a reakció eredményeképpen hogyan változik az iránya, energiája, illetve milyen új részecskék keletkeznek. A modellekhez annyi részecskét indítottunk, hogy a kapott eredmény hibája 10 % alatti legyen, esetenként így a modellezésben ez akár több milliárd részecskét is jelentet.

Az egyéb forrásokból a számítások a következőkre terjedtek ki:

Radioaktív hulladékok elszállítása

A szállítójármű útvonala közelében élő, illetve tartózkodó lakosság sugárterhelése, a szállítókonténertől 2, 5, 10 és 20 m-re tartózkodó személyekre nézve. Az izotóp-összetétel meghatározásához az egy hordóba maximálisan betölthető izotópok, illetve az atomerőműből elszállított átlagosan betöltött hordókban található izotópok aktivitását vettük. Háromféle hulladéktípust vizsgáltunk, a (cementezett) gyanta, a sűrítmény és a szilárd hulladékokat. Mindegyiknél modelleztük a szállításához használt hordókat, illetve a szállítókonténereket, illetve a maximálisan- és az átlagosan betölthető izotópok által okozott lakossági dózisteljesítményeket. Az izotóp összetételeket a rendelkezésre bocsátott dokumentumokból, illetve a dóziskorlátozásokból, valamint a hulladék átvételi kritériumok tanulmányokból vettük.

Felszabadított radioaktív hulladékok szállítása

Az atomerőműben keletkező, de a felszabadítási szint alatti aktivitású hulladékok szállítása során okozott sugárterhelések a kritikus lakosságra nézve, a járműtől (az úttól) 2, 5, 10 és 20 m-re élő (tartózkodó) lakosságra. A számításhoz konzervatív módon forrásként a felszabadítási szinteket használtuk.

Friss fűtőelem telephelyre szállítása

A friss fűtőelemeket szállító vonattól 2, 5, 10 és 20 m-re tartózkodó személyek sugárterhelése (gamma és neutron), ha a szerelvényen egyszerre 400 friss fűtőelem-kazettát szállítanak, valamint a telephelyen belüli mozgatás során keletkező sugárterhelés a csámpai kritikus lakosságra nézve. A forrás meghatározásához kétféle fűtőelemet vettünk alapul: 120,2 kg urántartalmú és 3,6 % vagy 3,82 % dúsítású.

Kiégett fűtőelem szállítása a Kiégett kazetták átmeneti tárolójába (KKÁT)

A kiégett fűtőelem C-30-as szállítókonténerrel KKÁT-ba történő átszállítása során okozott neutron- és gamma-sugárterhelés számítása a lakosságra, a telephelytől különböző távolságokra, valamint a kritikus csámpai lakosságra nézve. Neutron és gamma forrásként egy átlagosan kiégett (40,9 GWnap/tU) fűtőelem izotóp összetételét vettük figyelembe, amit a KKÁT végleges biztonsági jelentésének 7.2. fejezetében olvashatunk.

A telephely területén eszközök, sugárforrások mozgatása

Sugárforrások telephelyen történő szállítása során okozott lakossági sugárterhelés meghatározása, a telephelytől különböző távolságokra és a csámpai kritikus lakosságra nézve. A számításokban olyan eszközöket modelleztünk, amelyek a felületükre radioaktív anyag került és a szállítóeszköz védelmének külső falánál 1 μSv/óra sugárterhelést okoznak. Sugárforrásokat különböző vizsgálatokhoz használnak, amelyekhez a telephelyen belüli szállításra szükség van, ami esetekként több GBq-es forrást is jelenthet. Ezen kívül előfordulhat, hogy ezeket a forrásokat a telephelyen belül, külső védelem nélkül kell használni.

Ipari radiográfiás vizsgálatok

Esetenként előfordulhat, hogy ipari radiográfiás vizsgálatok során nagy aktivitású sugárforrást használnak különböző vizsgálatokra, ami akár a telephelyen kívül is, a lakossághoz jóval közelebb történik. Forrásként egy 5 TBq-es ^{75}Se, illetve ^{192}Ir tartalmú izotópot elemeztünk, valamint egy ^{60}Co sugárforrást 2,4 GBq-es aktivitással. A sugárforrások aktivitás értékénél a jelenleg használatos maximális értékeket vettük figyelembe. Ilyen sugárforrásokra 5, 10, 20, 50, 100 és 200 m-re vizsgáltuk a lakosság sugárterhelését. A sugárforrások két helyzetét vizsgáltuk:

- ✓ szállítás és a vizsgálathoz való elhelyezés alatt, amikor a sugárforrás védelemben, a saját árnyékoló munkatartójában van
- ✓ vizsgálat alatt, amikor a sugárforrás védelem nélkül tartózkodik a környezetben.

Nagy aktivitású forrásokat használnak a vizsgálatok során, ezért ez esetekként megnövekedett lakossági sugárterhelést jelenthet. A lakosságot ért sugárterhelésnél figyelembe vettük, hogy 1 év alatt az adott műveletet hányszor ismétlik meg, valamint hogy egy alkalommal mekkora aktivitást szállítanak, illetve használnak. Ezek alapján megmondható, hogy az adott kritikus lakosságra maximálisan mekkora külső sugárterhelést jelenthet a kívánt művelet.

15.5.2 ELFOGADHATÓSÁGI KRITÉRIUMOK

A feladat végrehajtása során meghatározó kritérium, hogy a jelenlegi lakossági sugárterhelést bemutassuk „A környezeti hatásvizsgálati és az egységes környezethasználati engedélyezési eljárásról szóló 314/2005. (XII.25.) Kormányrendelet" alapján, valamint a telephely engedélyeztetéshez a szükséges elemzéseket a „118/2011. (VII. 11.) Kormányrendelet a nukleáris létesítmények nukleáris biztonsági követelményeiről és az ezzel összefüggő hatósági tevékenységről, NBSZ 7. kötet" szerint elvégezzük és az elvárt adatbázist összeállítsuk.

A lakossági sugárterhelés számításoknál olyan input mérési eredmények használhatók fel, amelyeket akkreditált mérésekkel végeztek. A számításokhoz nemzetközileg (NAÜ, EU) elfogadott adatokat, számítási formulákat és programokat lehet felhasználni:

IAEA Safety Reports Series No.19, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, IAEA, Vienna, 2001

IAEA Safety Series No. 57, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups, IAEA, Vienna, 1982

IAEA Technical Report Series No. 364, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, IAEA, Vienna, 1994

IAEA Technical Reports Series No. 472, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, IAEA, Vienna, 2010

Európa Tanács 96/29/EURATOM irányelve.

15.6 A RENDELKEZÉSRE ÁLLÓ ADATOK, INFORMÁCIÓK KRITIKAI FELDOLGOZÁSA, ÉRTÉKELÉSE

15.6.1 AZ ALAPADATOK FORRÁSA

A Paksi Atomerőmű Üzemidő-hosszabbítása Környezeti Hatástanulmány ,ETV-ERŐTERV Rt.,000000K00004ERE/A, 2006. február

5. fejezet: A környezet jelenlegi állapota az atomerőmű térségében – az erőmű hatása a környezetállapot kialakulásában

5.2.1.2.1. Vizsgálandó terület a radioaktív kibocsátásokra vonatkozóan
5.2.2. A vizsgálandó terület környezeti elemenkénti összegzése

5.3. A környezeti radioaktivitás jellemzése

5.5. Üzemzavarok várható következményei

6. fejezet: Az üzemidő hosszabbítás előkészítéséhez köthető környezeti hatások

6.1. Radiológiai hatások

7. fejezet: A továbbüzemelés során várható környezeti hatások

7.2. Radiológiai hatások

8. fejezet: Üzemzavarok következményei

8. melléklet: Az atomerőmű környezetének radiológiai mérési eredményei

12. melléklet: Összefoglaló értékelés a radioaktív kibocsátásokból származó izotópok morfológiai alapon azonosított felhalmozódási helyeinek korábbi vizsgálatairól, MTA FKI 2005.

Zárójelentés a Paksi Atomerőmű telephely-jellemzési programjának keretében a vizek trícium tartalmának meghatározására elvégzett kétéves vizsgálati periódusról, ETV-ERŐTERV Rt., 0000K00ERA00057/B, 2005. szeptember

3. Trícium monitoring vizsgálatok atomerőművek környezetében

4. A Paksi Atomerőmű trícium kibocsátásának rövid jellemzése

4.1. Légnemű kibocsátások
4.2. Vízkörnyezeti kibocsátások
4.3. A trícium kibocsátásokból származó lakossági dózisok

5. Az Atomerőmű környezetében gyűjtött légköri minták trícium aktivitása

6. A Paksi Atomerőmű telephely jellemzési programjának keretében elvégzett felszíni vizekre vonatkozó vizsgálatok

6.1. A Duna vizének trícium vizsgálati eredményei
6.2. A Szelidi-tóból vett vízminták és a csapadék trícium tartalmának meghatározása

7. A Paksi Atomerőmű környezetében a talajvíz trícium szennyezettségének vizsgálata

A Paksi Atomerőmű Végleges Biztonsági Jelentése 2. fejezet, Paksi Atomerőmű Rt., 2009.

2. Fejezet A telephely leírása

2.1 alfejezet: Földrajzi fekvés, a lakosság száma, eloszlása
2.3 alfejezet Meteorológia
2.4 alfejezet Hidrológia

2.4.9. Kibocsátások a környezetbe

2.6 alfejezet A mértékadó telephely jellemzők összefoglalása

Környezetvédelmi felülvizsgálatok jelentései, PA Zrt, 1999

A Paksi Atomerőmű üzemi területén a talaj és a talajvíz radioizotóp koncentrációjára vonatkozó részleges környezeti felülvizsgálat, Isotoptech Zrt, 1998

Kiegészítés az A Paksi Atomerőmű üzemi területén a talaj és a talajvíz radioizotóp koncentrációjára vonatkozó részleges környezeti felülvizsgálathoz, Isotoptech Zrt, 1999

Trícium monitoring rendszer kialakítási koncepciótervének elkészítése, Isotoptech Zrt., 2009, PAE-ISO/02/2009/SZ

2: Részecskepályák és elérési idők elemzése, lehetséges szivárgási helyek megadása. A trícium felhő mozgásának elemzése

3: Az összes trícium aktivitás számítása

Sugárvédelmi tevékenység a Paksi Atomerőműben 2001-2011 Éves jelentések nukleáris környezetvédelemmel foglakozó fejezetei, PA Zrt.

2001-2011. évi légköri és folyékony kibocsátás, nukleáris környezetellenőrzés adatai.

HAKSER jelentése 2001-2011, OSSKI

2001-2011 közötti hatósági aktivitás mérések adatai.

KKÁT Üzemeltetési Éves Jelentés 2001-2011

2001-2011. évi légköri és folyékony kibocsátás adatai.

Dózismegszorítás megalapozása, SOM System, 2010

6. A lakosság vonatkoztatási csoportja az új blokkokra
6.1. A légköri kibocsátásokból származó lakossági sugárterhelés
6.1.1 Kiindulási paraméterek a normál üzemi kibocsátásokra történő számításoknál
6.1.2 Kiindulási paraméterek az üzemzavari kibocsátásokra történő számításoknál
6.1.3 A normálüzemi légköri kibocsátásokból származó lakossági sugárterhelés
6.1.4 Az üzemzavari légköri kibocsátásokból származó lakossági sugárterhelés
6.2. A folyékony kibocsátásokból származó lakossági sugárterhelés
6.2.1. Számítási modell és kiindulási paraméterek
6.2.2. A normál üzemi folyékony kibocsátásokból származó lakossági sugárterhelés
6.2.3. Az üzemzavari folyékony kibocsátás járuléka

6.3. A blokkoktól származó lakossági külső sugárterhelés

8. A dózismegszorítás és a hatásminősítés dózisértékeinek viszonya
8.1. A környezeti hatásminősítés dózisértékei
8.1.1 Semleges hatás
8.1.2 Elviselhető hatás
8.1.3 Terhelő hatás
8.1.4 Károsító hatás
8.2. A hatásminősítési értékek értékelése az új blokkok szempontjából

Előzetes konzultációs dokumentáció, Pöyry Erőterv Zrt. ,6F111121/0002/O, 2012. 01.31.

3.2 A környezet radioaktivitásának jellemzése

Háttéranyag az Előzetes konzultációs dokumentációhoz

Környezeti radioaktivitás mérési eredmények

A paksi atomerőmű telephelyén létesítendő új atomerőműi blokk dózismegszorításának megalapozása. SOM System Kft. SOM(R)435/1 Rev.3.; 5401 03A00014 SSA; 2011.

4. A SUGÁRTERHELÉS-SZÁMÍTÁSOK ISMERTETÉSE

6. A MESTERSÉGES FORRÁSOKBÓL SZÁRMAZÓ SUGÁRTERHELÉS

15.6.2 A FELHASZNÁLT ALAPADATOK ÁTTEKINTÉSE

A rendelkezésre álló dokumentumok értékelését elvégeztük, s ezek alapján történt felhasználásuk. A nukleáris létesítmények (PAE, KKÁT) kibocsátási adatait és a különböző sugárforrások adatait használtuk elsősorban alapadatként.

Az eddig elvégzett lakossági sugárterhelések számításait is átnéztük, s az a következtetésünk, hogy további számításokkal bővíteni lehet a lakosság sugárterhelésének becslését. Így a nukleáris létesítmények teljes kibocsátási adatait és a különböző mesterséges sugárforrások adatait használtuk alapadatként.

Felülvizsgáltuk a belégzési és lenyelési dózistényezőkre vonatkozó adatbázist is az IAEA új Biztonsági Alapszabályzata (IAEA General Safety Requirements Part 3 (Interim), Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA, Vienna, 2011) alapján. Mivel a modell-alapdokumentumként használt IAEA Safety Reports Series No.19 kiadványban több radioizotópra nem szerepel levegőbeli bemerülési, valamint talaj kiülepedési dózistényező, a kiegészítő értékek forrásaként a következő dokumentumot választottuk:

Federal Guidance Report No. 12: External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil (EPA-402-R-93-081, ORNL, 1993)

A fenti dokumentum mellett szólt az is, hogy tartalmazza a vízi bemerülési dózistényezőket is, ily módon egységesebb adatbázist használhatunk.

A radioizotópok légköri terjedésének számításához szükség van a modell meteorológiai paramétereinek (szélirány, szélsebesség és Pasquill-kategória) 3-dimenziós, éves gyakoriságmátrixának előállítására. A lakosság sugárterhelésének konzervatív meghatározása érdekében a legkedvezőtlenebb feltételeket kell kiválasztani. Ez úgy tehető meg, ha minél nagyobb időintervallumra határozzuk meg az előbbi gyakoriságmátrixot, majd a lakosság vonatkoztatási csoportjának sugárterhelését. Ennek elérésére a már feldolgozott 9 éves (2001-2009- közötti) adatsort kiegészítettük a 2010-2011-es időszak paksi meteorológiai adataival.

A radioizotópok vízi és szárazföldi táplálékláncban történő migrációját leíró transzfer paramétereknél a modell-alapdokumentumban (IAEA Safety Reports Series No.19) nem szereplő adatokat az IAEA Technical Reports Series No. 472 kiadvány megfelelő értékeivel egészítettük ki.

Ezen kívül alapadatként a szakirodalomban és a szabályozásban (ICRP, IAEA) elfogadott értékeket használjuk még:

ICRP 60: 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 60, Pergamon Press, Oxford and New York, 1991

Ez egy alapdokumentum a sugárvédelemben, amely tartalmazza az alapvető sugárvédelmi alapelveket, elvárásokat és dóziskorlátokat, valamint a dózis-kockázat értékeit. Hazánkban jelenleg erre épül a hazai sugárvédelmi szabályozás.

ICRP 103: The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, ICRP Publication 103, Elsevier, 2008

Ebben az anyagban találhatók az ICRP újabb sugárvédelmi elvárásai, elvei és dózis-kockázat értékei. Még nem kerültek hazánkba bevezetésre, de már figyelembe veszik.

IAEA Safety Reports Series No.19, Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment, IAEA, Vienna, 2001

A radionuklidok környezeti terjedésének általános alapmodelljét írja le, és a felhasználandó paramétereket adja meg ez a dokumentum.

IAEA Safety Series No. 57, Generic Models and Parameters for Assessing the Environmental Transfer of Radionuclides from Routine Releases: Exposures of Critical Groups, IAEA, Vienna, 1982

Ezen dokumentum volt a korábbi radionuklidok környezeti terjedésének általános alapmodellje, bizonyos részek még mai is érvényesek és használhatóak.

IAEA Safety Series No. 115, International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources, IAEA, Vienna ,1996 (Nemzetközi Biztonsági Alapszabályzat: Az ionizáló sugárzás elleni védelem és a sugárforrások biztonsága, NAÜ Biztonsági Szabályzat, Biztonsági Sorozat No. 115,Budapest, 1996)

A NAÜ által kiadott biztonsági szabályzat követi az ICRP 60 ajánlásait és ezen kívül tartalmazza a belégzési és lenyelési dózis konverziós tényezőket.

IAEA General Safety Requirements Part 3 (Interim), Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards, IAEA, Vienna, 2011

A NAÜ megújított biztonsági szabályzata, amely az ICRP 103 ajánláson alapul, tartalmazza a súlytényezők miatt megváltozott belégzési és lenyelési dózis konverziós tényezőket.

IAEA Technical Report Series No. 364, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, IAEA, Vienna, 1994

Ebben a dokumentumban találhatóak a különböző transzferfaktorok.

IAEA Technical Reports Series No. 472, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments, IAEA, Vienna, 2010

A radionuklidok környezeti terjedését leíró paraméterek megújított adatbázisa

Kiértékeltük a „Környezeti radioaktivitás általános jellemzése” c. keretprogram végrehajtása során kapott eredményeket is, s arra a következtetésre jutottunk, hogy hely specifikus transzfer paraméterekként történő felhasználhatóság nem áll rendelkezésre, így csak a fent említett irodalmi adatokból tudtunk dolgozni.

Számítógépes modelleket készítettünk a különböző sugárforrásokkal kapcsolatos tevékenységek külső sugárterhelés becslésére is. A kapott dokumentumok és saját ismereteink alapján készítettük el a számításokhoz használt modelleket. A külső sugárterhelés számításokat az *MCNP [Los Alamos National Laboratory, MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 2.7.0]* háromdimenziós neutron- és gammatranszport program segítségével végeztük.

Az MCNP Monte Carlo módszer segítségével számolja végig a részecskék pályáját. Ez a módszer azon alapszik, hogy véletlen számok segítségével kisorsolja a részecske irányát, helyét, hogy reakcióba lép-e az adott magreakció hatáskeresztmetszete alapján és hogy a reakció eredményeképpen hogyan változik az iránya, energiája, milyen új részecskék keletkeznek. A hatáskeresztmetszeteket könyvtárakból lehet venni. A számítás során a fázistér egy meghatározott részére integrált mennyiségeket határozhatunk meg, oly módon, hogy a program minden azon áthaladó részecske hozzájárulását összegzi. Az MCNP-ben ezeket a mennyiségeket tally-nek nevezik. A programnak van egy input része, amiben a modell geometriáját tetszőleges első- és másodfokú felületek megadásával lehet leírni. A felületek segítségével a modellezni kívánt teret homogén anyagi régiókra, cellákra osztjuk. Megadjuk a nyomon követendő részecskéket, a sugárzás forrását tér, irány, idő, energia szerinti megoszlásban, valamint megadjuk a forrásból indítandó részecskék számát. Ezen kívül megadjuk a szimuláció során „mérendő” mennyiségeket, például a modell geometriáját képező felületekre vagy cellákra átlagolt részecske fluxust, áramot, elnyelt dózist stb. Az outputban az eredményeket egy forrásrészecskére normálva közli a relatív szórással együtt. Az indított részecskék számának növelésével a statisztika javítható. A javulás arányának négyzetével arányos a futási idő növekedése. A szórás hatékonyabb mérséklésére az MCNP különböző szóráscsökkentő eljárásokat vezet be, melyek segítségével a fizikai mennyiségek mérőszámainak statisztikáját javítani lehet a reakciósebességek torzítása nélkül. A modellekhez annyi részecskét célszerű indítani, hogy a kapott eredmény hibája 10 % alatti legyen, esetenként így a modellezésben ez akár több milliárd részecskét is jelent.

A program részecske-fluenst számol, melyből egy művelet segítségével számolható a dózis, a megfelelő szorzótényezők használatával, mely természetesen a részecskétől és az energiájától is függ.

A fellelhető irodalomból igyekeztünk a legfrissebbet használni, mely az ICRP 103-on alapszik. A dózis-konverziós tényezők (Dc) értékekeit a [15.2-1] irodalom alapján határoztuk meg (15.6-1. táblázat és 15.6-2. táblázat).

E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)
0,01	0,0685	0,5	2,47	6,129	15,1	400	75,5
0,015	0,156	0,511	2,52	8	17,8	500	77,5
0,02	0,225	0,6	2,91	10	20,5	600	78,9
0,03	0,313	0,662	3,17	15	26,1	800	80,5
0,04	0,351	0,8	3,73	20	30,8	1000	81,7
0,05	0,37	1	4,49	30	37,9	1500	83,8
0,06	0,39	1,117	4,9	40	43,1	2000	85,2
0,07	0,413	1,33	5,59	50	47,1	3000	86,9
0,08	0,444	1,5	6,12	60	50,1	4000	88,1
0,1	0,519	2	7,48	80	54,5	5000	88,9
0,15	0,748	3	9,75	100	57,8	6000	89,5
0,2	1	4	11,7	150	63,3	8000	90,2
0,3	1,51	5	13,4	200	67,3	10000	90,7
0,4	2	6	15	300	72,3		

15.6-1. táblázat: A fotonra vonatkozó dózis-fluxus tényezők

E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)	E (MeV)	Dc (pSv·cm²)
1,00E-09	3,09	0,005	7,97	3	458	75	420
1,00E-08	3,55	0,01	9,11	4	483	100	402
2,50E-08	4	0,02	12,2	5	494	130	382
1,00E-07	5,2	0,03	15,7	6	498	150	373
2,00E-07	5,87	0,05	23	7	499	180	363
5,00E-07	6,59	0,07	30,6	8	499	200	359
1,00E-06	7,03	0,1	41,9	9	500	300	363
2,00E-06	7,39	0,15	60,6	10	500	400	389
5,00E-06	7,71	0,2	78,8	12	499	500	422
1,00E-05	7,82	0,3	114	14	495	600	457
2,00E-05	7,84	0,5	177	15	493	700	486
5,00E-05	7,82	0,7	232	16	490	800	508
1,00E-04	7,79	0,9	279	18	484	900	524
2,00E-04	7,73	1	301	20	477	1000	537
5,00E-04	7,54	1,2	330	21	474	2000	612
1,00E-03	7,54	1,5	365	30	453	5000	716
0,002	7,61	2	407	50	433	10000	933

15.6-2. táblázat: A neutronra vonatkozó dózis-fluxus tényezők

A kapott eredmények mindegyikénél feltüntetjük a számolás becsült relatív hibáját, aminek a képlete a következőképpen adódik, nagy számú részecskékre (N):

$$R = \frac{S_{\bar{x}}}{\bar{x}} = \left[\frac{1}{N} \left(\frac{\overline{x^2}}{\bar{x}^2} - 1 \right) \right]^{1/2}$$

ahol az R a relatív hibát, $S_{\bar{x}}$ a szórás, N a részecskék számát és $\bar{x}$ a becsült értéket jelentik.

10 % alatt elfogadhatóan megbízható valós számot kapunk.

A számítások elvégzésére azért van szükség a külső sugárterhelés megállapításához, mert ugyan a jelenlegi elrendezések jól ismertek és régóta használtak, de a nagy távolságokra kapott értékeket mindenképpen csak valamilyen számítással lehetne meghatározni, így mindenképpen pontosabb eredményt kaphatunk, ha a modelleket elkészítve a kijelölt távolságokra modellezünk.

A modellek validálása érdekében a kapott eredményeket a kiégett fűtőelem szállító konténer, illetve a radiográfiás vizsgálatok esetében korábbi mérési eredményekkel hasonlítottuk össze, melyek jó egyezést mutattak mindkét esetben. Ezen kívül a szoftver egy nemzetközileg elismert, validált program, melyet a több ezer nemzetközi cikk és alkalmazás igazol.

15.7 A LAKOSSÁG SUGÁRTERHELÉSÉNEK SZÁMÍTÁSA

A rendelkezésre álló adatok kiértékelése, feldolgozása, modellek felállítása után, a konkrét sugárterhelési számítások kivitelezését írja le ez a fejezet.

15.7.1 A RADIOAKTÍV IZOTÓPOK LÉGKÖRI TERJEDÉSE

15.7.1.1 A légköri terjedés és dózisok számítási modellje

Terjedés normál üzemvitel esetén

A számítás során az ún. szektorra átlagolt Gauss-féle csóvamodellen alapuló eljárást használjuk [15.3-1, 15.3-2]. A nemzetközi ajánlásokon alapuló, a világ sok országában összegyűlt tapasztalatokat egyesítő, a rutinszerű gyakorlat számára egyszerűen használható eljárást alkalmaztunk. A módszer hosszú időre (pl. 1 évre) állandó átlagos légköri viszonyokat feltételez a forrás közelében. A levegőben a talajfelszín felett kialakuló nuklid koncentrációt illetve a talajfelszíni depozíciót az alábbi két formula adja meg:

$$C(x,p) = Q \cdot f_r \cdot f_d \cdot f_w \cdot \frac{N}{\sqrt{2} \cdot \pi^2 \cdot x} \cdot \sum_{j=1}^{M} \frac{e^{-\frac{H^2}{2\sigma_{zj}^2}}}{\sigma_{zj}} \sum_{k=1}^{K} \frac{\delta_{pjk}}{u_{jk}}$$

ahol

C(x,p) : a levegő-koncentráció a p-ik irányszektorban x távolságra a forrástól
Q : a forrás intenzitása
H : a kibocsátás effektív magassága
N : az irányszektorok száma (16 db)
M : a pasquill kategóriák száma (6 db)
K : a szélsebességi kategóriák száma (8 db)

σ_z : a Pasquill-kategóriától és távolságtól függő diszperziós paraméter (csóva függőleges kiterjedése)
u_{jk} : szélsebesség a j-ik Pasquill és k-ik szélsebességi kategóriában
δ_{pjk} : a szélgyakoriság a p-ik szektorban a j-ik Pasquill és k-ik szélsebességi kategóriában
f_r, f_d, f_w : a bomlásból, a depozícióból és kimosódásból eredő redukáló tényezők.

$$\Phi(x,p) = C(x,p)\cdot(v + W\cdot I_p)\cdot(\frac{1-e^{-\lambda\tau}}{\lambda})$$

ahol

$\Phi(x,p)$: a depozíció a p-ik szektorban x távolságra
v : a kihullás sebessége
W : a kimosódási állandó
I_p : a csapadékintenzitás a p-ik szektorban
λ : a bomlási állandó
τ : a vizsgált időtartam.

A képlet segítségével lehet folyamatos kibocsátás mellett a stacionárius koncentrációt, illetve az éves depozíciót kiszámítani [15.3-1, 15.3-2].

Terjedés baleseti körülmények között

A légköri koncentrációt ebben az esetben a következő formula adja meg egy adott ideig tartó kibocsátás esetén, meghatározott meteorológiai viszonyok mellett:

$$C(x,z) = \frac{Q\cdot f_r\cdot f_d\cdot f_w}{2\pi\cdot\sigma_y\cdot\sigma_z\cdot T\cdot u}\cdot\left(e^{-\frac{(z-H)^2}{2\sigma_z^2}} + e^{-\frac{(z+H)^2}{2\sigma_z^2}}\right)$$

ahol

C(x,z) : a légköri koncentráció a csóva középpontjában forrástól x távolságra z magasságban.
Q : a kibocsátott mennyiség
σ_y,σ_z : az y és z irányú csóvaszélességek
T : a kibocsátás időtartama
u : szélsebesség
(a többi paraméter a fentiekkel egyező)

A szárazföldi táplálékláncban

A szárazföldi táplálékláncban egyes komponensei radioaktív anyag tartalmának leírása az ún. koncentráció-faktor technikán alapul [15.3-1]. A növényzet aktivitáskoncentrációjának leírásakor a modell figyelembe veszi a növényzet felületére történő külső depozíciót, illetve a hosszú felezési idejű izotópok esetén azok gyökérzeten keresztüli felszívódását is. Az állati termékek aktivitáskoncentrációjának becslésekor a modell erősen konzervatív, mivel a felhasznált takarmány kizárólag a helyben termett növényekből kerül ki. A koncentrációfaktorok a nemzetközi szakirodalomból származnak [15.3-1,15.3-2], míg a növényekre és állatokra vonatkozó paramétereket magyarországi mezőgazdasági adatokból határoztuk meg.

A dózisok számítása

A külső bemerülési dózisok számítása az alábbi általános formula alapján történt:

$$D = C\cdot K\cdot t\cdot F$$

ahol

C : a levegőkoncentráció
K : a megfelelő dózisfaktor
t : a csóvában tartózkodás ideje
F : a szabadban, ill. épületben tartózkodás arányát figyelembe vevő redukciós tényező

Talajfelszíni gamma dózisnál a koncentráció helyett depozíció szerepel, míg a t a vizsgált ott tartózkodási időtartam.

A belégzésből származó dózist az alábbi formula adja meg:

$$D = C \cdot V \cdot K \cdot t \cdot F$$

ahol

V a légzésteljesítmény (a többi paraméter ua. mint fent, t a csóvában tartózkodási idő).

Egy adott élelmiszer lenyeléséből származó sugárterhelést a következő képlet adja meg:

$$D = C \cdot G \cdot K \cdot t$$

ahol

C : az élelmiszerre számolt koncentráció
G : a fogyasztás az adott élelmiszerből
t : a fogyasztás időtartama.

A számítás során figyelembe vettük a reszuszpenzióból származó dózisokat és a leányelemek hatását is. A módszer több korcsoport meghatározását is lehetővé teszi.

15.7.1.2 A légköri kibocsátásokból számolt lakossági sugárterhelés

A légköri terjedésből származó dózisok konzervatív becsléséhez először a HAKSER és ÜKSER jelentések alapján megvizsgáltuk, hogy a 2001-2011 közötti időszakban a lakosság kritikus csoportja melyik évben kapta az erőmű légköri kibocsátásaiból származó legmagasabb sugárterhelést, a *15.7-1* táblázatban megadtuk ezeket a vizsgált időszakra.

Ugyan a 2003-as 116 nSv érték a legmagasabb, de az ekkor történt üzemzavar miatt nem volt egyértelműen elkülöníthető a normál üzemi dózis a teljes dózistól, ezért inkább a 2009 évi (második legnagyobb) értéket választva a légköri terjedésből származó jellemző, de még konzervatív sugárterheléseket a 2009-es év kibocsátásaiból és meteorológiai paramétereiből számítottuk.

Év	Teljes dózis / nSv
2001	25
2002	79
2003	116 *
2004	73
2005	50
2006	43
2007	42
2008	59
2009	85
2010	78
2011	47

15.7-1. táblázat. A kritikus csoport évenkénti sugárterhelés légköri kibocsátásból

A szélgyakoriság mátrixot a 2009-es 120 m-es toronyadatokból képeztük, a 2009-es éves csapadékmennyiséget vettük alapul. A kibocsátást a szokásos 120 m-es effektív magasságúnak vettük, a nuklidonkénti éves kibocsátásokat az üzemi jelentés alapján adtuk meg (15.7-2. táblázat).

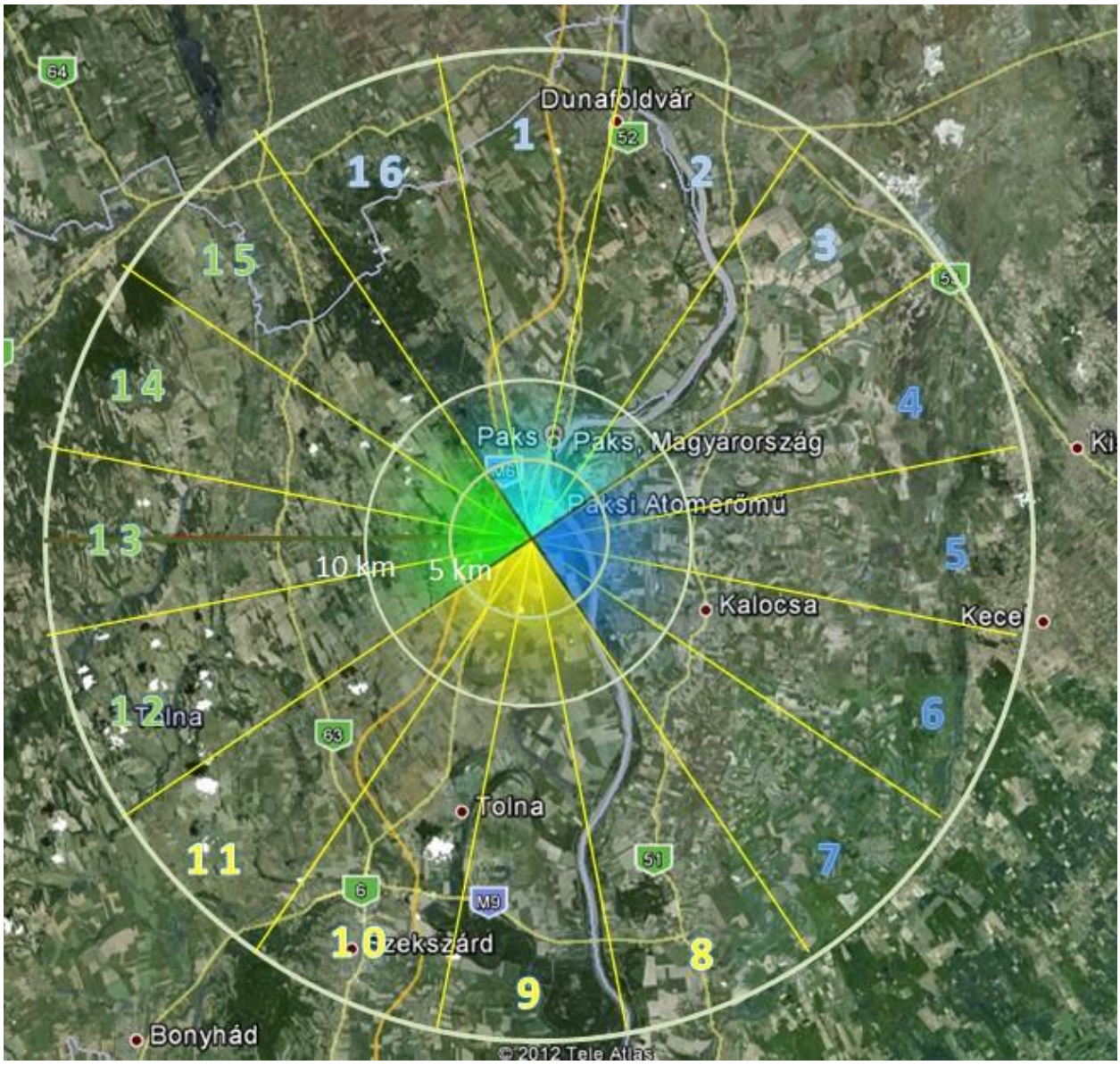
Izotóp	Kibocsátás [Bq]
^{41}Ar	1,23E+13
^{85}Kr	1,75E+11
^{85m}Kr	2,96E+12
^{87}Kr	1,54E+12
^{88}Kr	2,66E+12
^{133}Xe	4,95E+12
^{135}Xe	5,76E+12
^{3}H (HT)	2,59E+11
^{3}H (HTO)	3,21E+12
^{14}C (CO_2)	2,43E+10
^{14}C (CH_4)	4,98E+11
^{89}Sr	1,10E+05
^{90}Sr	6,21E+04
^{24}Na	6,47E+07
^{42}K	5,19E+08
^{51}Cr	8,90E+06
^{54}Mn	1,97E+06
^{58}Co	2,37E+06
^{59}Fe	3,94E+06
^{60}Co	7,42E+06
^{65}Zn	4,41E+06
^{75}Se	1,89E+06
^{76}As	2,12E+08
^{95}Nb	2,23E+06
^{95}Zr	2,20E+06
^{99}Mo	3,37E+06
^{103}Ru	1,95E+06
^{106}Ru	5,31E+06
^{110m}Ag	8,47E+06
^{124}Sb	1,37E+06
^{125}Sb	4,44E+06
^{131}I aeroszol.	3,68E+06
^{131}I elemi	7,79E+07
^{131}I szerves	4,08E+07
^{132}I elemi	1,05E+07
^{133}I elemi	3,66E+06
^{133}I szerves	6,80E+05
^{134}Cs	1,64E+06
^{137}Cs	6,65E+06
^{140}Ba	1,63E+06
^{141}Ce	2,25E+06
^{144}Ce	5,47E+06
^{154}Eu	1,63E+06

15.7-2. táblázat: Az erőmű 2009 évi légköri kibocsátásai

A számításokat a 9. fejezetnek megfelelő térbeli felosztás alapján a 15.7-3 táblázatban megadott szektorcsoportokra és körgyűrűkre végeztük el, az egyes szektorcsoportokban a szektorok szerinti számítás eredményeit átlagoltuk, a számításkor használt tényleges távolságot a 15.7-3 táblázat utolsó oszlopában adtuk meg. A szektorfelosztás könnyebb megértése érdekében, a felosztást a 15.7-1. ábra mutatja. Ezen felül megadtuk a Csámpai lakosságra (kritikus csoportra) vonatkozó számításokat is.

Szektor-csoport	Szektor	Körgyűrű	Távolság [km]
4-7	4,5,6,7	< 5 km	2,5
8-11	8,9,10,11	5-10 km	7,5
12-15	12,13,14,15	10-30 km	20
16-3	16,1,2,3	Csámpa	1,2
Csámpa	11		

15.7-3. táblázat. A számításokhoz használt térbeli felosztás



15.7-1. ábra: A szektorcsoportok felosztása az erőmű 30 km-es környezetében

A nuklidokra összegzett, az egyes besugárzási útvonalakra vonatkozó és összesített eredményeket a 15.7-4 és a 15.7-5 táblázatokban adtuk meg a két szélső esetnek számító korcsoportra: az 1-2 éves kisgyermekekre (kritikus csoport) és a felnőttekre (a nuklidonkénti részletes eredményeket az elektronikusan mellékelt excel fájlok tartalmazzák: Legkori_gyermek_2011.xls, Legkori_felnott_2011.xls).

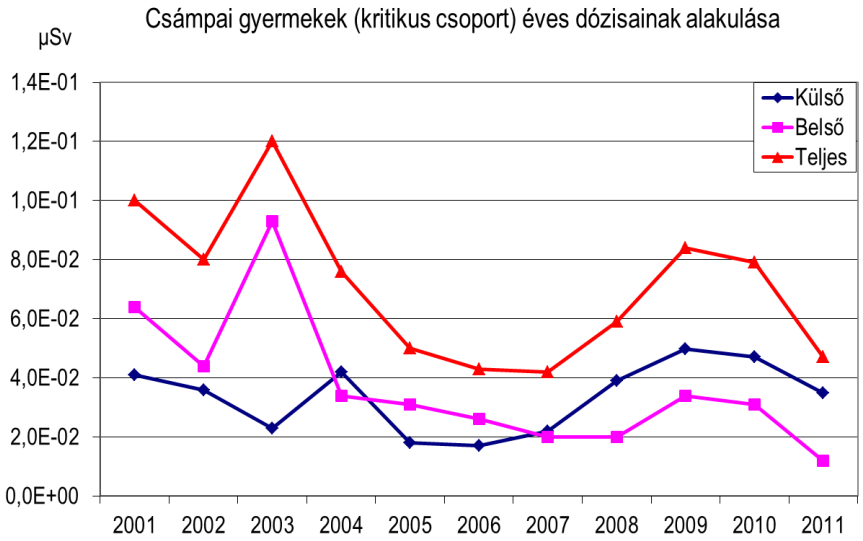
Távolság	<5 km				5-10 km				>10 km				1,2 km
Útvonal/Szektor	4-7	8-11	12-15	16-3	4-7	8-11	12-15	16-3	4-7	8-11	12-15	16-3	11
Bemerülési gamma	1,6E-02	2,3E-02	9,5E-03	1,4E-02	2,4E-03	3,6E-03	1,3E-03	2,2E-03	3,2E-04	5,0E-04	1,6E-04	3,2E-04	4,9E-02
Felszíni gamma	1,8E-04	2,7E-04	1,2E-04	1,6E-04	3,7E-05	5,6E-05	2,1E-05	3,5E-05	6,8E-06	1,0E-05	3,5E-06	6,7E-06	5,2E-04
Reszuszp, gamma	1,6E-08	2,4E-08	1,0E-08	1,4E-08	2,9E-09	4,3E-09	1,6E-09	2,7E-09	5,3E-10	7,8E-10	2,7E-10	5,1E-10	4,9E-08
Bemerülési béta	9,2E-03	1,4E-02	5,7E-03	8,0E-03	1,6E-03	2,4E-03	8,9E-04	1,5E-03	2,4E-04	3,8E-04	1,2E-04	2,5E-04	2,7E-02
Összes külső	1,6E-02	2,3E-02	9,7E-03	1,4E-02	2,4E-03	3,7E-03	1,3E-03	2,3E-03	3,3E-04	5,1E-04	1,6E-04	3,3E-04	5,0E-02
Belégzés	9,7E-04	1,4E-03	6,0E-04	8,5E-04	1,9E-04	2,8E-04	1,1E-04	1,8E-04	3,8E-05	5,6E-05	1,9E-05	3,6E-05	2,8E-03
Reszuszp, belégzés	1,4E-06	2,0E-06	8,3E-07	1,2E-06	2,4E-07	3,5E-07	1,3E-07	2,2E-07	4,2E-08	6,3E-08	2,2E-08	4,1E-08	4,1E-06
Lenyelés	1,0E-02	1,5E-02	6,3E-03	9,0E-03	1,7E-03	2,6E-03	9,5E-04	1,6E-03	3,1E-04	4,5E-04	1,6E-04	3,0E-04	3,2E-02
Összes belső	1,1E-02	1,7E-02	6,8E-03	9,6E-03	1,9E-03	2,9E-03	1,1E-03	1,8E-03	3,5E-04	5,1E-04	1,8E-04	3,3E-04	3,4E-02
Teljes	**2,8E-02**	**4,0E-02**	**1,7E-02**	**2,4E-02**	**4,4E-03**	**6,5E-03**	**2,4E-03**	**4,1E-03**	**6,9E-04**	**1,0E-03**	**3,4E-04**	**6,6E-04**	**8,4E-02**

15.7-4. táblázat. A 2009-es erőműi kéménykibocsátásokból számított összesített dózisok dózis útvonalanként, 1-2 éves kisgyermekeknél (µSv)

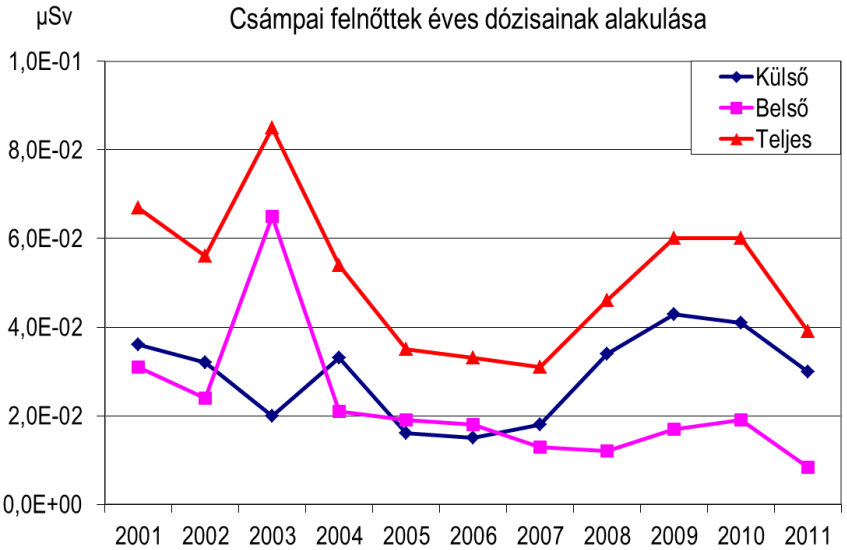
Távolság	<5 km				5-10 km				>10 km				1,2 km
Útvonal/Szektor	4-7	8-11	12-15	16-3	4-7	8-11	12-15	16-3	4-7	8-11	12-15	16-3	11
Bemerülési gamma	1,4E-02	2,0E-02	8,2E-03	1,2E-02	2,1E-03	3,1E-03	1,1E-03	2,0E-03	2,8E-04	4,3E-04	1,4E-04	2,8E-04	4,2E-02
Felszíni gamma	1,5E-04	2,3E-04	9,7E-05	1,3E-04	3,1E-05	4,7E-05	1,8E-05	3,0E-05	5,8E-06	8,8E-06	3,0E-06	5,7E-06	4,3E-04
Reszuszp, gamma	1,5E-08	2,2E-08	9,1E-09	1,3E-08	2,6E-09	3,9E-09	1,5E-09	2,4E-09	4,8E-10	7,1E-10	2,5E-10	4,6E-10	4,5E-08
Bemerülési béta	9,2E-03	1,4E-02	5,7E-03	8,0E-03	1,6E-03	2,4E-03	8,9E-04	1,5E-03	2,4E-04	3,8E-04	1,2E-04	2,5E-04	2,7E-02
Összes külső	1,4E-02	2,0E-02	8,4E-03	1,2E-02	2,1E-03	3,2E-03	1,1E-03	2,0E-03	2,9E-04	4,5E-04	1,4E-04	2,9E-04	4,3E-02
Belégzés	1,4E-03	2,0E-03	8,6E-04	1,2E-03	2,6E-04	3,9E-04	1,5E-04	2,4E-04	5,4E-05	7,7E-05	2,7E-05	5,0E-05	4,1E-03
Reszuszp, belégzés	1,7E-06	2,5E-06	1,1E-06	1,5E-06	3,0E-07	4,5E-07	1,7E-07	2,8E-07	5,5E-08	8,1E-08	2,8E-08	5,3E-08	5,2E-06
Lenyelés	4,3E-03	6,3E-03	2,6E-03	3,7E-03	7,6E-04	1,1E-03	4,2E-04	7,0E-04	1,5E-04	2,1E-04	7,4E-05	1,4E-04	1,3E-02
Összes belső	5,7E-03	8,4E-03	3,5E-03	5,0E-03	1,0E-03	1,5E-03	5,7E-04	9,4E-04	2,0E-04	2,9E-04	1,0E-04	1,9E-04	1,7E-02
Teljes	**2,0E-02**	**2,9E-02**	**1,2E-02**	**1,7E-02**	**3,1E-03**	**4,7E-03**	**1,7E-03**	**3,0E-03**	**4,8E-04**	**7,3E-04**	**2,5E-04**	**4,8E-04**	**6,0E-02**

15.7-5. táblázat. A 2009-es erőműi kéménykibocsátásokból számított összesített dózisok dózis útvonalanként, felnőtteknél (µSv)

A PAE légköri kibocsátásokból származó sugárterhelések számítását a 2001-2011 közötti időszak minden évére elvégeztük. A csámpai gyermek és felnőtt korcsoportra vonatkozó számításokat a 15.7-2. ábra és 15.7-3. ábra mutatja. Az üzemzavari évtől eltekintve 2001 és 2007 között a teljes sugárterhelés folyamatos csökkenést mutatott, ezt követően emelkedés jelentkezett 2009-ig (a 2010-11-es értékek már újra csökkenést mutattak). További észrevétel, hogy a 2007-es időszakot megelőzően a belső sugárterhelés jellemzően gyermekeknél magasabb, felnőtteknél hasonló értékeket mutatott, mint a külső. A külső sugárterhelések azonban 2008-tól jelentősen magasabbak voltak a belsőnél mindkét korcsoportban.



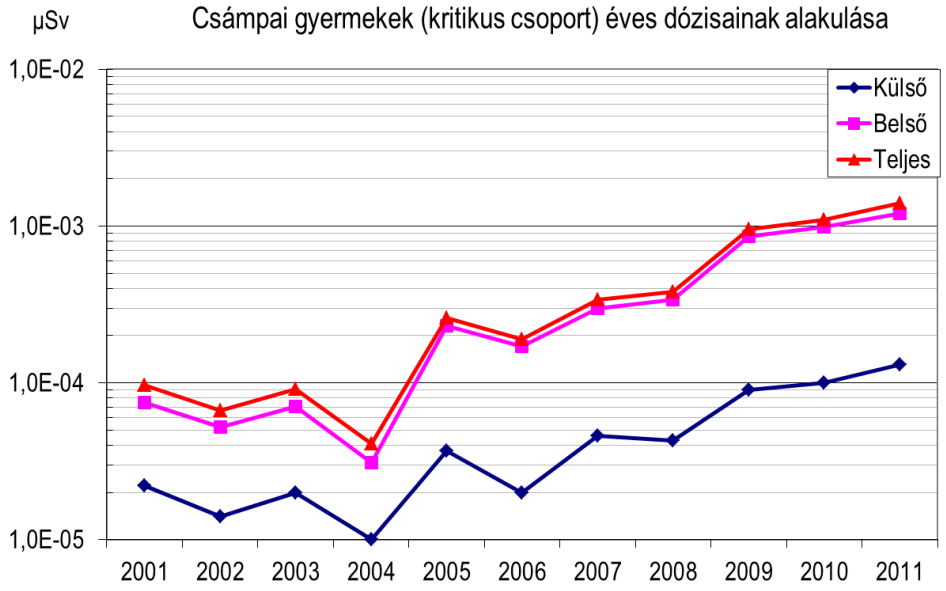
15.7-2. ábra: Csámpai gyermekek (kritikus csoport) éves dózisainak alakulása az erőműi kéménykibocsátásokból



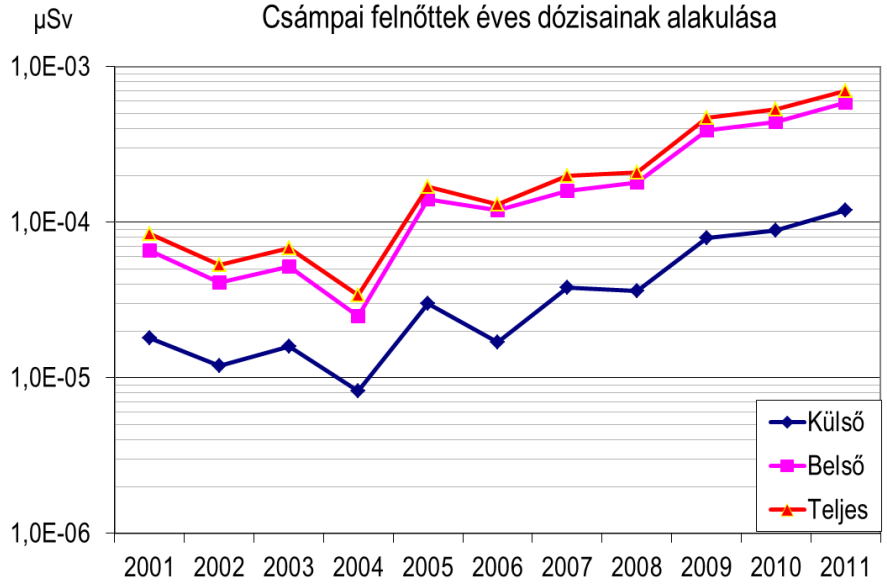
15.7-3. ábra: Csámpai felnőttek éves dózisainak alakulása az erőműi kéménykibocsátásokból

A többi távolság, ill. szektorcsoport ábrái a mellékelt Legkori_tendencia.xls fájlban találhatók (2011-es adatokkal kiegészítve). A 2011 időszakra vonatkozó részletes számításokat a Legkori_gyermek_2011.xls, Legkori_felnott_2011.xls és a Legkori_konc_2011.xls fájlok tartalmazzák.

A számításokat elvégeztük a KKAT 2001-2011 közötti kibocsátásaira is a kéménykibocsátásokhoz használt kiindulási feltételekkel megegyező módon, kivéve a kibocsátás 20 m-es magasságát és az ehhez tartozó 20 m-re vonatkozó évenkénti szélgyakoriság mátrixokat. Az alábbi két ábrán mutatjuk be a Csámpai lakosság dózisainak évenkénti alakulását.



15.7-4. ábra: Csámpai gyermekek (kritikus csoport) éves dózisainak alakulása a KKAT kibocsátásaiból



15.7-5. ábra: Csámpai felnőttek éves dózisainak alakulása a KKAT kibocsátásaiból

Az ábrákból látható, hogy a dózisok folyamatos emelkedést mutatnak, különösen ami a belső dózisokat illeti. Mindez megfelel az évről évre emelkedő (v. jobb KHA-val és több nuklidot tartalmazó mérés) kibocsátásoknak. Hasonló tendencia figyelhető meg a teljes számított területen (a részleteket a Legkori_tendencia_KKAT.xls fájlban közöljük). Mind emellett, hogy a dózisok 1 nagyságrendet emelkedtek az elmúlt 11 évben, még mindig majdnem két nagyságrenddel az erőműi kéménykibocsátások alatt maradnak.

15.7.2 VÍZI KIBOCSÁTÁSBÓL SZÁRMAZÓ SUGÁRTERHELÉS

15.7.2.1 Aktivitáskoncentrációk számítása a vízi környezetben

A folyóvízi terjedés számítása

A folyóvízbe kibocsátott radioaktív anyagok – miközben a befogadó közeggel együtt terjednek – koncentrációja diffúziós, szedimentációs folyamatok és a radioaktív bomlás miatt csökken. A felhasználás helyén - pontosabban annak valamilyen környezetében - a radionuklidok fizikai, kémiai folyamatok révén kötődnek a környezeti elemekhez, illetve beépülnek a biológiai szervezetekbe, szövetekbe. Ezt követően a radionuklidok a fizikai, biológiai anyagokkal terjednek a különböző, ún. besugárzási útvonalakon keresztül.

Az atomerőműből történő folyékony kibocsátások végül a Dunába, mint befogadó víztömegbe kerülnek. Konzervatív megközelítés, ha a közbenső szakaszon – gyűjtőtartályok, melegvíz csatorna – a hígulási, szedimentációs folyamatokat elhanyagoljuk (a radioaktív bomlás a Dunával való terjedés során is elhanyagolható, csak a kiülepedett radionuklidok esetén kell figyelembe venni).

A folyóvízi hígulás és terjedés leírására alkalmazható legegyszerűbb modell teljes elkeveredést tételez fel. A kibocsátás helyéhez eléggé közel ez a feltevés bizonyosan nem teljesül, így a csóvában nagyobb koncentrációk várhatók, mint a teljes elkeveredéssel számoltak. Ennek mértékét nehéz pontosan megadni, mivel egyrészt igen sok paramétertől függ (kibocsátott víz és befogadó víztömegek, hőmérsékletek, áramlási sebességek stb.), továbbá a probléma matematikai kezelése is meglehetősen bonyolult.

A fentiek miatt, egyszerűsítő közelítésként a radioaktív anyagok Dunában történő hígulásánál, a kialakuló koncentrációk meghatározásánál a SRS No. 19 kiadvány modelljét használtuk számításainkban [15.3-2].

A modell szerint a befogadóban történő keveredés mértékétől függően három jellemző alapeset különböztethető meg (a kibocsátás helyétől az áramlás iányában haladva):

- az a tartomány, ahol még a függőleges irányú teljes elkeveredés sem történt meg (ide sorolandó a kibocsátási hely is), itt a keveredés nélküli állapot feltételezhető,
- az a folyószakasz, ahol a függőleges irányú már igen, de az oldalirányú elkeveredés még nem teljesen valósult meg,
- végül, ahol már mind a függőleges, mind az oldalirányú elkeveredés teljes mértékű.

A koncentrációk meghatározásához, az egyes elkeveredési szakaszok jellemzéséhez – konzervatív közelítésként - a hidrológiai paraméterek sokéves minimum értékeit kell felhasználni.

A függőleges irányú teljes elkeveredéshez szükséges távolság – hely specifikus, mért értékek hiányában - a következő, közelítő képlettel számolható (a teljes elkeveredést a maximális és minimális koncentrációk közötti legfeljebb kétszeres aránnyal jellemezve):

$$L_Z = 7 \cdot D$$

ahol,

D a folyó mélysége (m).

A vízhozam, vízmélység és a folyó szélessége segítségével meghatározható egy U átlagos áramlási sebesség (m/s):

$$U = \frac{q_r}{B \cdot D}$$

ahol,

q_r a folyó átlagos vízhozama (m^3/s)
B a folyó szélessége (m).

Az előbbi mennyiségek gyakorlati értékei a paksi Duna szakaszra jellemző sokéves minimum paraméterek (q_r = 664 m^3/s, B = 370 m, D = 2,2 m, [15.3-6]) felhasználásával:

L_z = 15 m és

U = 0,72 m/s.

Az olyan - a kibocsátási helytől *x* távolságban lévő - pontokra, amelyekre az $x < L_z$ feltétel teljesül - azaz a Duna esetében a kibocsátás helyétől mindössze 15 m-re - reálisan nem tételezhető fel ivóvíz vagy öntözővíz céljára történő vízkivétel, vagy bármely egyéb közvetlen, vagy közvetett hasznosítás (elméletileg egyedül az itt is táplálkozó halaknak a vonatkoztatási csoport lakóhelye közelében történő kifogása képzelhető el).

Azokban a pontokban, ahol már az $x \geq L_z$ feltétel teljesül, meghatározható egy ún. részleges elkeveredési index:

$$A = \frac{1{,}5 \cdot D \cdot x}{B^2}$$

Értéke a fenti hidrológiai paraméterekkel és x = 10 km távolságban: A = 0,241.

A SRS No. 19 kiadvány [15.3-2] Table IV. táblázatából meghatározható az ehhez tartozó, részleges elkeveredést jellemző P_r korrekciós tényező: P_r = 4,5.

Tehát *x* távolságban a folyékony kibocsátásból eredő aktivitáskoncentráció:

$$C_{w,tot} = C_i \cdot P_r$$

ahol,

C_t a teljes elkeveredéshez tartozó koncentráció (Bq/m^3).

$$C_i = \frac{Q_i}{q_r} \exp\left(-\frac{\lambda_i \cdot x}{U}\right)$$

ahol,

Q_i az *i* radionuklid átlagos kibocsátási sebessége (Bq/s),
q_r a folyó átlagos vízhozama (m^3/s),
λ_i a fizikai bomlási állandó (1/s),
x a kibocsátás és a receptor pont közötti távolság (m),
U a folyó átlagos sebessége (m/s).

Amint említettük, a radioaktív bomlás a vízzel történő terjedés során figyelmen kívül hagyható, az előbbi egyenletben csak a teljesség kedvéért szerepeltettük.

A vízben oldott radionuklidok kölcsönhatásba lépnek a vízben lebegő szilárd anyagokkal (szedimentum), valamint a folyó partjának és medrének anyagával.

A szedimentumhoz kötődött és a vízben oldott radionuklidok koncentrációinak arányát a K_d megoszlási tényezővel jellemzik ((Bq/kg)/(Bq/l)).

A szedimentáció a vízben oldott radionuklidok koncentrációját csökkenti, így:

$$C_{w,s} = \frac{C_{w,tot}}{1 + 0{,}001 \cdot K_d \cdot S_S}$$

ahol,

$C_{w,s}$	a szedimentációs hatás következtében kialakuló vízkoncentráció (Bq/m^3),
$C_{w,tot}$	a szedimentációs hatás nélkül számolt vízkoncentráció (Bq/m^3),
0,001	a l/kg és m^3/kg egységek átváltási aránya,
K_d	a megoszlási tényező ((Bq/kg)/(Bq/l)),
S_s	a szuszpendálódott szilárd anyag koncentrációja (alapértéke 0,05 g/l).

Megjegyezzük, hogy – konzervatív megközelítésként – a SRS No. 19 kiadvány a szedimentáció aktivitáskoncentráció-csökkentő hatásának elhanyagolását javasolja [15.3-2], számításainkban mi is ezt követtük.

A radionuklid koncentrációjának számítása a parti szedimentumban

A folyópart felületi aktivitáskoncentrációja a következőképpen számolható:

$$C_{S,S} = \frac{(0{,}1)\cdot(0{,}001)\cdot K_d \cdot 60 \cdot C_{w,tot}}{1 + 0{,}001 \cdot K_d \cdot S_S} \times \frac{1 - e^{-\lambda_i \cdot T_e}}{\lambda_i \cdot T_e}$$

ahol,

0,1	a parti és egyéb szedimentum K_d értékeinek aránya a szuszpendálódottéhoz viszonyítva,
0,001	a l/kg és m^3/kg egységek átváltási aránya,
60	a part menti szedimentum felületi sűrűsége (kg/m^2),
T_e	a radionuklid akkumulációjának ideje ($T_e = 3{,}1 \cdot 10^7$ s).

A halban kialakuló aktivitáskoncentráció számítása

A halban kialakuló aktivitáskoncentrációt a következőképpen számolhatjuk:

$$C_{af,i} = C_{w,i} \cdot B_p / 1000$$

ahol,

$C_{af,i}$	az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a halban (Bq/kg),
$C_{w,i}$	az oldott állapotú *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a vízben (Bq/m^3),
B_p	a bioakkumulációs faktor ((Bq/kg)/(Bq/l)),
1000	konverziós tényező (l/m^3).

Megjegyezzük, hogy más vízi eredetű táplálék (pl. kagyló) aktivitáskoncentrációit is hasonlóan kell meghatározni, azonban ezek a hazai táplálkozásban nem játszanak szerepet.

A bioakkumulációs faktort számos tényező befolyásolja, így adott radionuklid és élőlény esetén is nagyságrendekkel változhat az értéke. A SRS No. 19 kiadvány [15.3-2] konzervatívnak tekinthető értékeket közöl, számításainkban ezeket használtuk fel.

Az ivó- és itatóvíz aktivitáskoncentrációja

A SRS No. 19 kiadványban – konzervatív közelítésként – az ivó, illetve itatóvíz aktivitáskoncentrációját a folyóvízével veszik megegyezőnek, azaz a víztisztítás hatását elhanyagolják. Ugyan hazai viszonyok között nem fordul elő a felszíni vizek ivóvízként való használata - valójában itatóvízként történő használatuk sem jellemző -, számításainkban elfogadtuk ezt a konzervatív közelítést.

Az öntözött talaj és növényzet aktivitáskoncentrációja

A talaj aktivitáskoncentrációját a következő képlettel számoltuk:

$$C_{S,i} = \frac{d_i\left[1-\exp\left(-\lambda_{Ei}\cdot t_b\right)\right]}{\rho\cdot\lambda_{Ei}}$$

ahol,

$C_{s,i}$ az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a talajban (Bq/kg száraz tömegre)
d_i a teljes depozíciós sebesség (Bq·m^{-2}·d^{-1}),
λ_{Ei} a talaj gyökérzónájából történő eltávolodást jellemző effektív állandó (1/d),
$\lambda_{Ei} = \lambda_i + \lambda_s$
λ_i az *i* radionuklid fizikai bomlási állandója (1/d),
λ_s a radionuklid gyökérzónából való eltávozását okozó (nem radioaktív bomlási) folyamatok sebességi állandója (1/d),
t_b a kiülepedés időtartama (d),
ρ a talaj gyökérzónájának felületi sűrűsége (kg/m^2 száraz tömegre).

Az öntözés következtében kialakuló aktivitáskoncentrációk úgy számíthatók, ha a fenti egyenletben szereplő kiülepedési sebességet a következő módon számítjuk:

$$d_i = C_{w,i}\times I_w$$

ahol,

$C_{w,i}$ az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja az öntözővízben (Bq/m^3),
I_w az átlagos öntözési sebesség (m^3·m^{-2}·d^{-1}).

Az átlagos öntözési sebesség alapértékei a következők: I_w (a növény termésidőszakára) 1,3·10^{-3} m^3·m^{-2}·d^{-1}, I_w (éves átlagra) 4,3·10^{-4} m^3·m^{-2}·d^{-1}.

A radionuklidok fizikai bomlási állandóját az [15.3-2] kiadványból vettük, a többi paraméter javasolt számértékét az 15.7-6. táblázatban foglaltuk össze.

A radionuklid koncentrációját a talajban három alapvető folyamat határozza meg: a kiülepedés, a fizikai bomlás és a talajból történő eltávozás. Az utóbbi több részfolyamatot foglal magában, így a talaj mélyebb – a növények számára nem elérhető – rétegeibe való lemosódást, a növények felvételét és a reszuszpenziót. (A hatások jelentősége ebben a sorrendben csökken.)

A növényzet két úton képes a radioaktív anyagokat felvenni:

- a növény felületére történő kiülepedés, felszívódás, majd a fogyasztásra kerülő részbe való továbbítás,
- a gyökéren keresztül történő felszívódás, majd a fogyasztásra kerülő részbe való továbbítás.

Az első folyamatnál figyelembe kell venni, hogy a kiülepedésnél a növény-talaj hatásos felületek aránya lesz a meghatározó, továbbá a növény felszínéről a radionuklidok környezeti hatásokra (szél, csapadék) el is távozhatnak.

A fenti két folyamat eredményeként a növénybe került radionuklid koncentrációja a fizikai bomlás következtében csökken (itt figyelembe veendő a tárolási idő, azaz a betakarítás és fogyasztás közötti időtartam is).

A növényekben a közvetlen kiülepedés következtében létrejövő aktivitáskoncentráció:

$$C_{v,i,l} = \frac{d_i \cdot \alpha \cdot \left[1 - \exp\left(-\lambda_{Ei} \cdot t_E\right)\right]}{\lambda_{Ei}}$$

ahol,

$C_{v,i,1}$ az *i* radionuklid koncentrációja a növényben a közvetlen kiülepedés hatására (takarmányoknál Bq/kg száraz tömegre, élelmiszernövényeknél Bq/kg nyers tömegre),
d_i a teljes depozíciós sebesség ($Bq \cdot m^{-2} \cdot d^{-1}$),
α a kiülepedett aktivitásnak a növény ehető részébe eljutó része (m^2/kg száraz, ill. nyers tömegre vonatkoztatva),
λ_{Ei} a radionuklid a növényekből történő eltávozását jellemző effektív állandó (1/d),
$\lambda_{Ei} = \lambda_i + \lambda_w$
λ_i az *i* radionuklid fizikai bomlási állandója (1/d),
λ_w a radionuklidnak a növényből való eltávozását okozó (nem radioaktív bomlási) folyamatok sebességi állandója (1/d),
t_e a növény termésidőszaka (kiülepedés időtartama) (d).

Megjegyezzük, hogy a takarmánynövények és a talaj aktivitáskoncentrációját a gyakorlatnak megfelelően, a továbbiakban is száraz tömegre, az élelmiszernövényekét nyers tömegre vonatkoztatjuk.

A növényekben a talajból történő felszívódás következtében kialakuló aktivitáskoncentráció:

$$C_{v,i,2} = F_v \times C_{S,i}$$

ahol,

$C_{v,i,2}$ a növény aktivitáskoncentrációja (Bq/kg),
F_v talaj-növény koncentrációs faktor ((Bq/kg növény)/(Bq/kg talaj)),
$C_{s,i}$ a talaj aktivitáskoncentrációja (Bq/kg).

A fenti egyenletek alapján a növények aktivitáskoncentrációja a fogyasztás (takarmányozás) időpontjában:

$$C_{v,i} = \left(C_{v,i,1} + C_{v,i,2}\right)\exp\left(-\lambda_i \cdot t_h\right)$$

ahol,

$C_{v,i}$ a növény aktivitáskoncentrációja a felhasználás időpontjában (Bq/kg),
λ_i a fizikai bomlási állandó (1/d),
t_h betakarítás és a fogyasztás (felhasználás) közötti időtartam (d).

A radionuklidok fizikai bomlási állandóját és a talaj-növény koncentrációs faktorokat az [15.3-2] kiadványból vettük, a többi paraméterre javasolt számértékeket az 15.7-6. táblázatban foglaltuk össze.

Mivel az állatokat jellemzően csak az év egy részében tartják friss takarmányon, az állati takarmány átlagos aktivitáskoncentrációja a következőképpen számolható:

$$C_{a,i} = f_p C_{v,i} + \left(1 - f_p\right) \cdot C_{p,i}$$

ahol,

$C_{a,i}$ az állati takarmány aktivitáskoncentrációja a felhasználás időpontjában (Bq/kg),

$C_{v,i}$ a friss takarmány aktivitáskoncentrációja (t_h = 0, Bq/kg),
$C_{p,i}$ a téli takarmány aktivitáskoncentrációja (t_h = 90 d, Bq/kg),
f_p az év azon hányada, amikor az állatokat friss takarmányon tartják.

Jelölés	A paraméter leírása	Értéke (mértékegység)
α_1	befogási tényező takarmánynövényekre (száraz tömeg)	3 m^2/kg
α_2	befogási tényező élelmiszer-növényekre (nyers tömeg)	0,3 m^2/kg
λ_w	eltávolodási együttható (a növények felületéről)	0,05 1/d
λ_s	eltávolodási együttható (talaj gyökérzóna) - anionok - Sr és Cs - egyéb	0,5 1/év 0,05 1/év 0
t_e	a növény termésideje (expozíció) – takarmányok - élelmiszernövények	30 d 60 d
t_h	tárolási idő – takarmányok - téli takarmány - élelmiszernövények	0 90 d 14 d
t_b	a talaj expozíciós ideje	$1{,}1 \cdot 10^4$ d
ρ	felületi sűrűség (talaj gyökérzónája) - takarmányok - egyéb növények	130 kg/m^2 260 kg/m^2
f_p	a friss takarmányon tartás időhányada	0,7

15.7-6. táblázat: A talaj és növényzet környezeti paraméterei

Az állati termékek aktivitáskoncentrációja

Az állatok radionuklid felvételét a takarmányok esetében az öntözés miatt következik be, az itatóvíznél pedig a közvetlen (folyóvíz – öntözővíz) használata okozza (lásd a korábbi szakaszokban).

A hazai fogyasztási szokásoknak megfelelően a tej esetében csak a tehéntejjel, azaz a tehénre vonatkozó paraméterekkel számoltunk, a SRS No. 19 kiadvánnyal [15.3-2] összhangban; a húsfogyasztásnál azonban mind a marha-, mind a baromfi-, mind a sertéshúst, illetve az állatokat jellemző paramétereket figyelembe kellett venni. Mivel az utóbbi két állatfajra a NAÜ újabb kiadványában [15.3-2] már nincsenek paraméterek, azokat egy korábbi NAÜ kiadvány [15.3-1] alapján állítottuk össze. Természetesen mindez csupán a paraméterekre vonatkozik, a hús aktivitáskoncentrációjának számítása mindhárom esetben azonos módon történik.

Az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a tejben a következőképpen számolható:

$$C_{m,i} = F_m \left(C_{a,i} \cdot Q_m + C_{w,i} \cdot Q_w \right) \exp\left(-\lambda_i \cdot t_m \right)$$

ahol,

$C_{m,i}$ az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a tejben (Bq/l),
F_m a napi radionuklid-felvétel tejben megjelenő hányada ((Bq/l)/(Bq/d)),
$C_{a,i}$ a takarmány aktivitáskoncentrációja (Bq/kg),
$C_{w,i}$ az itatóvíz aktivitáskoncentrációja (Bq/l),
Q_m az állat napi takarmányfogyasztása (kg/d),
Q_w az állat napi vízfogyasztása (l/d),
λ_i a fizikai bomlási állandó (1/d),
t_m a tej lefejése és fogyasztása közötti időtartam (d).

A képletben szereplő paraméterek közül az F_m átviteli tényezőket és a radionuklidok fizikai bomlási állandóját az [15.3-2] kiadványból vettük, a többi paraméter javasolt számértékét az 15.7-7. táblázatban foglaltuk össze.

A hús aktivitáskoncentrációja az előbbi egyenlethez hasonlóan számítható, a megfelelő paraméterek helyettesítésével.

Jelölés	A paraméter leírása	Értéke (mértékegység)
Q_m	a tehén napi takarmányfogyasztása	16 kg/d
Q_w	a tehén napi vízfogyasztása	60 l/d
t_m	a tej fogyasztás előtti tárolási ideje	1 d
Q_f	a húsállat napi takarmányfogyasztása - marha - baromfi - sertés	12 kg/d 0,12 kg/d 4,8 kg/d
Q_w	a húsállat napi vízfogyasztása - marha - baromfi - sertés	40 l/d 0,4 l/d 16 l/d
t_f	a hús fogyasztás előtti tárolási ideje	20 d

15.7-7. táblázat: Az állatok takarmányozási és vízfogyasztási jellemzői, valamint az állati eredetű élelmiszerek tárolási idői

15.7.2.2 Lakossági sugárterhelés a vízi környezetben

Külső sugárterhelés a folyóparton való tartózkodásból

Az 15.7.2.1 szakaszban megadtuk a folyóvíz – folyópart (szedimentum) közötti kölcsönhatás révén kialakuló aktivitáskoncentráció számítási képletét. A folyóparton való tartózkodás (strandolás, napozás) következtében létrejövő külső sugárterhelés számítása:

$$E_m = C_{S,S} \cdot D \cdot F_{gr} \cdot O_f$$

ahol,

$C_{s,s}$ a folyópart felületi aktivitáskoncentrációja (Bq/m^2),
DF_{gr} a talajfelszíni dózisténvező ((Sv/év)/(Bq/m^2)),
Q_f az expozíció éves időhányada.

Megjegyezzük, hogy egyes modellek a különböző besugárzási geometria miatt - a talajfelszín végtelen síknak tekinthető, míg a folyópart véges kiterjedésű – a fenti egyenletben korrekciós tényezőt alkalmaznak. Számításainkban a SRS No. 19 kiadványhoz [15.3-2] hasonlóan ettől eltekintettünk, ez konzervatív közelítést eredményez.

Külső sugárterhelés a folyóvízben való tartózkodásból

Ezt a besugárzási útvonalat a SRS No. 19 kiadvány elhanyagolta. Számításaink szerint járuléka valóban nem számottevő, azonban a teljesség kedvéért befoglaltuk modellünkbe.

A besugárzási útvonal tulajdonképpen két részútvonalra bontható:

- úszás, fürdés (bemerülés a vízbe),
- csónakázás (a vízfelszínen való tartózkodás).

A sugárterhelést a következő képlettel számítottuk:

$$E_{im,w} = C_w \cdot D \cdot F_{im,w} \cdot g_{im,w} \cdot Q_f$$

ahol,

C_w az *i* radionuklid aktivitáskoncentrációja a folyóvízben (Bq/l),
$DF_{im,w}$ a vízi bemerülési dózisténvező ((Sv/év)/(Bq/l)),
$g_{im,w}$ a geometriai korrekciós tényező (irodalmi adat: úszásra = 1, csónakázásra = 0,5),
Q_f az expozíció éves időhányada.

Q_f értékét az 15.7-8. táblázat * becsült adat; ** leveles zöldség, gyümölcs, csonthéjasok, gomba és bogyós zöldség együtt; *** gyökérterméső zöldség, gabona, rizs és burgonya együtt
15.7-8. táblázat tartalmazza, a vízi bemerülési dózisátényezőket a [15.3-3] kiadványból vettük.

Külső sugárterhelés az öntözött földeken tartózkodásból

A számítás az előbbi képlettel megegyező módon történik. A talaj felületi aktivitáskoncentrációjának meghatározására az 15.7.2.1 szakaszban elmondottak érvényesek.

Az öntözött területeken való tartózkodás éves időhányadát a 15.7-8. táblázatban adjuk meg, a külső besugárzás dóziskonverziós tényezőit az [15.3-2] és [15.3-3] kiadványokból vettük.

A belégzésből származó belső sugárterhelés

A radionuklidokat tartalmazó felhőben az ott tartózkodás során nem csak külső, hanem a levegő belégzése révén belső sugárterhelés is fellép. A belső sugárterhelés számítása:

$$E_{inh} = C_A \cdot R_{inh} \cdot D \cdot F_{inh}$$

ahol,

- E_{inh} a belégzésből eredő belső dózis (Sv/év),
- C_A a levegő aktivitáskoncentrációja (Bq/m^3),
- R_{inh} az éves légzésteljesítmény (m^3/év),
- DF_{inh} a belégzési dózisátényező (Sv/Bq).

Az előbbi egyenlet csak a szabadban való tartózkodás esetén érvényes, épületekben az épület szűrőhatása révén az aktivitáskoncentráció kisebb lesz. A SRS No. 19 kiadvány konzervatív közelítésként feltételezte, hogy a vonatkoztatási csoport tagjai teljes évben a szabadban tartózkodnak. Számításainkban reálisabb feltevéssel éltünk, és az épületek szűrőhatását is figyelembe vettük (15.7-8. táblázat).
A talajról és növényzetről visszaporlódott (reszuszpendálódott) radionuklidok belégzése által okozott belső sugárterhelés az előbbi képlethez hasonlóan történik.

Az ivóvíz és élelmiszerek fogyasztásából származó belső sugárterhelés

$$E_{ing,p} = C_{p,i} \cdot H_p \cdot D \cdot F_{ing}$$

ahol,

- $E_{ing,p}$ az ivóvíz és élelmiszerek fogyasztásából származó éves, belső dózis (Sv/év),
- $C_{p,i}$ az *i* radionuklid koncentrációja a *p* élelmiszerben,
- H_p az éves fogyasztás (kg/év),
- DF_{ing} a lenyelési dózisátényező (Sv/Bq).

A lenyelési dózisátényezőket az [15.3-2] kiadványból vettük, a fogyasztási adatokat a 15.7-8. táblázatban foglaltuk össze.

A H-3 és C-14 izotópok speciális modellje

A trícium táplálékláncban történő migrációjának leírása alapvetően eltér a korábban ismertetett – koncentráció faktorokon – alapuló modellektől.

A trícium esetén az alapfeltevés az, hogy specifikus aktivitása - azaz a trícium aktivitása az egységnyi víztömeghez viszonyítva – minden környezeti komponensben és élő szervezetben azonos, tehát nincs ún. izotópeffektus [15.3-2]. A modell szerint csak a HTO formájú trícium képes a – vízzel együtt – beépülni az élőlényekbe, a légnemű, szerves forma legfeljebb belégzési dózist okozhat. (Mivel a trícium lágybéta-sugárzó, külső sugárterheléssel nem kell számolni.)

A vonatkoztatási csoport tríciumtól származó belső sugárterhelését az [15.3-2] kiadvány III-1. függeléke szerint számoltuk.

A SRS No. 19 kiadvány [15.3-2] nem foglalkozik a folyékony kibocsátású C-14 sugárterhelésének meghatározásával. A probléma megoldására a trícium és a C-14 specifikus aktivitáson alapuló modelljeiből indultunk ki, a következőkben leírt feltevések alkalmazásával.

Atomerőmű esetén a folyékony kibocsátásban a C-14 feltételezett kémiai formája karbonát (éves sugárvédelmi jelentések szerint.).

A C-14 specifikus aktivitása a receptor pontnál a tríciuméhoz hasonlóan határozható meg. A C-14 aktivitáskoncentrációja a többi radionuklid hígulásával azonosan számolható (15.7.2.1 szakasz), a Duna-víz szénkoncentrációját pedig az oldott hidrokarbonát tartalomból (175 mg/l, [15.3-5]) származtathatjuk (34 mg/L).

Itt csak a vízi tápláléklánctól - ezen belül a meghatározó járulékú halfogyasztásból - származó sugárterhelés vizsgálatára szorítkoztunk. (Ez esetben a csatlakozó szárazföldi táplálékláncjáruléka is elhanyagolható.) A specifikus aktivitás modell alapján a Duna-víz és a hal C-14 specifikus aktivitása megegyező. Mivel – a légköri kibocsátástól eltérően – nem várható, hogy ezen egyedüli útvonal hatására az emberben is ugyanilyen specifikus aktivitás alakuljon ki, a sugárterhelést az éves halfogyasztás és lenyelési dózistényezőkkel számoltuk.

Jelölés	A paraméter leírása	Értéke (mértékegység)	Forrás
Q_f	a szabadban tartózkodás éves időhányada - 1 éves	0,17 (-)	*
	- felnőtt	0,17 (-)	*
	a folyóparton tartózkodás időhányada - 1 éves	0,017 (-)	*
	- felnőtt	0,017 (-)	*
	a csónakázás időhányada - 1 éves	0,0058 (-)	*
	- felnőtt	0,035 (-)	*
	az úszás, fürdés éves időhányada - 1éves	0,017 (-)	*
	- felnőtt	0,017 (-)	*
	öntözött földeken tartózkodás időhányada - 1 éves	0,058 (-)	*
	- felnőtt	0,058 (-)	*
k_s	az épület árnyékoló hatása	0,5 (-)	[15.3-1]
R_{inh}	éves légzésteljesítmény - 1 éves	1400 m^3/év	[15.3-2]
	- felnőtt	8400 m^3/év	[15.3-2]
k_f	az épület szűrőhatása	0,2 (-)	[15.3-1]
H_p	éves ivóvízfogyasztás - 1éves	125 l/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	152 l/év	[15.3- 4]
	leveles zöldség** éves fogyasztása - 1 éves	43,4 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	136 kg/év	[15.3- 4]
	gyökértermésű zöldség*** éves fogyasztása - 1 éves	68 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	184 kg/év	[15.3- 4]
	tej és tejtermék éves fogyasztása - 1 éves	119 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	132 kg/év	[15.3- 4]
	marhahús éves fogyasztása - 1 éves	3,5 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	3,9 kg/év	[15.3- 4]
	baromfihús éves fogyasztása - 1 éves	4,8 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	17 kg/év	[15.3- 4]
	sertéshús éves fogyasztása - 1 éves	20 kg/év	[15.3- 4]
	- felnőtt	70 kg/év	[15.3- 4]
	éves halfogyasztás - 1 éves	1 kg/év	*
	- felnőtt	10 kg/év	*

* becsült adat; ** leveles zöldség, gyümölcs, csonthéjasok, gomba és bogyós zöldség együtt; *** gyökértermésű zöldség, gabona, rizs és burgonya együtt

15.7-8. táblázat: Fogyasztási és környezethasznosítási paraméterek

15.7.2.3 A PAE és a KKÁT folyékony kibocsátásaiból származó sugárterhelés

A Dunába történő kibocsátást leíró modell figyelembe veszi, hogy az oldalirányú elkeveredés – a kibocsátási ponttól nagy távolságban is – csak részlegesen valósul meg. A hidrológiai paraméterekből meghatározhatók a távolságfüggő, ún. részleges elkeveredési korrekciós tényezők, amelyek megadják, hogy a dunai kibocsátási ponttól adott távolságban, a jobb parton hányszor lesz nagyobb a radionuklidok koncentrációja a teljes elkeveredéshez képest. A paksi kibocsátási ponthoz legközelebbi, jobb parti településre (Gerjen) a korrekciós tényező értéke 4,5.

A folyóvízi terjedést, illetve az aktivitáskoncentrációkat befolyásolja a szedimentumhoz való kötődés is. Konzervatív megközelítésként a szedimentáció aktivitáskoncentráció-csökkentő hatását a számításokban elhanyagoltuk.

A terjedési modellhez kapcsolódó tápláléklánc- és dozimetriai modell komplex hasznosítást feltételezve a következő besugárzási útvonalakat veszi figyelembe:

- külső sugárterhelés:
  - a radioaktív anyagot tartalmazó víztömegektől,
  - a folyóparttól, és
  - az öntözött talajtól;
- belső sugárterhelés:
  - az ivóvíz,
  - a hal,
  - az öntözött növények, és
  - az itatás, illetve öntözött növényekkel történő takarmányozás miatt radionuklidokat tartalmazó állati eredetű élelmiszerek fogyasztásából.

A számításokhoz szükséges paramétereket a következőképpen csoportosíthatók:

- átviteli tényezők (koncentráció faktorok),
- életmód jellemzők (környezethasznosítás),
- ivóvíz- és élelmiszer-fogyasztási adatok,
- külső sugárzások dóziskonverziós tényezői.
- lenyelési dózistényezők.

A fenti paraméterek forrása elsősorban az IAEA Safety Reports Series No. 19 kiadványa, amelyet hazai fogyasztási és becsült életmód jellemzőkkel egészítettünk ki. Egyes radionuklidok átviteli tényezőit az IAEA Technical Reports Series No. 57 és No. 472, lenyelési dózistényezőit pedig az IAEA Safety Series No. 115 és IAEA General Safety Requirements Part 3 ajánlásokból; a radionuklidokat tartalmazó víztömegtől származó külső sugárterhelés számításához szükséges dóziskonverziós tényezőket az US Federal Guidance Report No. 12 kiadványból vettük.

A PAE folyékony kibocsátásokból származó külső belső sugárterhelések számítását a 2001-2011 közötti időszak minden évére elvégeztük. A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számításokat a 15.7-9. táblázat mutatja.

Nuklid [µSv/év]	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{3}H	2,9E-02	2,9E-02	3,5E-02	3,0E-02	2,9E-02	3,8E-02	3,9E-02	5,0E-02	3,9E-02	4,3E-02	4,9E-02
^{14}C	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	4,6E-04	1,1E-04	2,4E-04	7,1E-05	5,5E-04	2,1E-04	1,9E-03	2,3E-03
^{89}Sr	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,1E-06	1,7E-06	1,2E-06	2,9E-06	2,3E-06	3,0E-06	3,8E-06	5,7E-06
^{90}Sr	4,5E-05	3,5E-05	2,7E-04	4,1E-05	2,9E-05	3,6E-05	8,2E-05	2,7E-05	2,7E-05	7,1E-05	9,4E-05
^{58}Co	5,0E-04	2,0E-04	2,2E-04	3,7E-05	4,1E-05	3,2E-05	3,0E-05	4,4E-05	2,0E-05	1,8E-05	1,9E-05
^{55}Fe	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,3E-05	2,0E-05	1,8E-05	3,3E-05	2,3E-05	1,9E-05	2,1E-05	4,2E-05
^{59}Ni	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	3,2E-05	2,8E-05	2,7E-05	3,8E-05	3,4E-05	3,1E-05	2,6E-05	5,8E-05
^{51}Cr	6,5E-07	1,6E-06	7,0E-06	4,6E-06	3,3E-06	3,3E-06	4,1E-06	3,9E-06	3,6E-06	3,1E-06	4,5E-06
^{54}Mn	1,5E-04	1,4E-04	1,9E-04	6,3E-05	4,7E-05	3,0E-05	3,5E-05	4,5E-05	2,5E-05	1,6E-05	1,9E-05
^{59}Fe	1,6E-05	3,4E-05	3,3E-05	6,4E-05	4,4E-05	2,9E-05	3,6E-05	3,9E-05	3,3E-05	3,0E-05	4,1E-05
^{60}Co	9,7E-03	7,6E-03	5,5E-03	4,1E-03	4,3E-03	3,2E-03	3,8E-03	3,2E-03	1,6E-03	8,9E-04	8,0E-04
^{65}Zn	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,9E-04	1,2E-04	1,2E-04	1,5E-04	1,4E-04	1,3E-04	1,1E-04	1,6E-04
^{95}Nb	5,3E-06	7,1E-07	1,0E-05	5,1E-06	3,9E-06	3,5E-06	4,7E-06	4,3E-06	3,7E-06	3,2E-06	4,9E-06
^{75}Se	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	5,7E-07	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-06	0,0E+00	0,0E+00
^{95}Zr	3,3E-06	3,4E-07	9,5E-06	1,8E-05	8,3E-06	7,8E-06	9,9E-06	9,6E-06	8,4E-06	7,4E-06	1,1E-05
^{99}Mo	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	4,2E-06	3,1E-06	2,2E-06	2,7E-06	2,7E-06	2,4E-06	2,1E-06	3,1E-06
^{103}Ru	0,0E+00	0,0E+00	2,7E-06	1,7E-05	1,3E-05	1,1E-05	1,3E-05	1,3E-05	1,2E-05	1,1E-05	1,5E-05
^{106}Ru	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	5,0E-04	6,3E-04	6,6E-04	4,1E-03	1,5E-03	1,4E-03	1,3E-03	1,7E-03
^{110m}Ag	1,4E-04	5,7E-05	2,3E-05	2,8E-05	1,8E-05	1,6E-05	2,3E-05	3,5E-05	1,2E-04	2,8E-05	7,3E-05
^{124}Sb	4,3E-05	1,8E-06	3,0E-06	2,6E-05	2,9E-05	2,0E-05	2,3E-05	2,6E-05	1,8E-05	1,3E-05	2,6E-05
^{125}Sb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,3E-05	2,2E-05	2,8E-05	2,7E-05	2,5E-05	2,1E-05	3,0E-05
^{131}I	9,0E-05	5,1E-05	9,0E-04	2,4E-04	1,8E-04	1,7E-04	2,1E-04	2,1E-04	1,9E-04	1,9E-04	2,4E-04

Nuklid [µSv/év]	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{134}Cs	1,9E-03	8,1E-04	8,7E-04	5,9E-04	6,0E-04	2,3E-04	2,8E-04	1,0E-04	1,0E-04	1,0E-04	1,6E-04
^{137}Cs	4,5E-03	1,5E-03	1,1E-03	7,8E-04	1,1E-03	5,8E-04	7,8E-04	2,5E-04	2,6E-04	2,7E-04	5,3E-04
^{140}Ba	0,0E+00	0,0E+00	1,6E-05	3,6E-05	1,4E-05	1,2E-05	1,6E-05	1,6E-05	1,4E-05	2,4E-05	3,5E-05
^{141}Ce	0,0E+00	0,0E+00	3,2E-06	6,4E-06	4,5E-06	4,2E-06	5,2E-06	5,2E-06	4,7E-06	4,1E-06	5,9E-06
^{144}Ce	0,0E+00	0,0E+00	2,7E-05	2,3E-04	1,4E-04	1,3E-04	1,9E-04	1,5E-04	1,3E-04	2,3E-04	3,3E-04
^{154}Eu	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,1E-05	2,1E-05	2,6E-05	2,6E-05	2,3E-05	2,0E-05	2,9E-05
U-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	4,4E-06	1,3E-06	2,4E-06	3,3E-06	2,6E-06	1,9E-06	1,3E-06	1,6E-06
Pu-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-08	5,9E-07	8,7E-07	1,8E-06	1,5E-06	1,6E-06	1,3E-06	1,8E-06
Am-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,2E-08	4,3E-07	5,8E-07	8,1E-07	5,8E-07	5,0E-07	6,5E-07	1,0E-06
Cm-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	9,7E-08	2,6E-07	3,0E-07	4,9E-07	3,2E-07	2,9E-07	2,4E-07	3,9E-07
Cf-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,4E-07	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
Teljes	**4,6E-02**	**4,0E-02**	**4,4E-02**	**3,8E-02**	**3,7E-02**	**4,4E-02**	**4,9E-02**	**5,7E-02**	**4,4E-02**	**4,8E-02**	**5,6E-02**

15.7-9. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (µSv). A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számítások

(Megjegyzés: a „0,0E+00” az elhanyagolhatóan kicsi értékeket jelöli, amikor a számítás nulla értékkel helyettesít vagy adott évben nem volt mérhető kibocsátás)

A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számításokat a 15.7-10. táblázat mutatja.

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{3}H	2,9E-02	2,9E-02	3,5E-02	3,0E-02	2,9E-02	3,8E-02	3,9E-02	5,0E-02	3,9E-02	4,3E-02	4,9E-02
^{14}C	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,7E-03	4,1E-04	8,9E-04	2,6E-04	2,0E-03	7,5E-04	7,0E-03	8,4E-03
^{89}Sr	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	7,6E-07	6,2E-07	4,3E-07	1,1E-06	8,3E-07	1,1E-06	1,4E-06	2,1E-06
^{90}Sr	4,0E-05	3,0E-05	2,3E-04	3,6E-05	2,5E-05	3,1E-05	7,1E-05	2,4E-05	2,4E-05	6,2E-05	8,2E-05
^{58}Co	3,0E-04	1,2E-04	1,3E-04	2,2E-05	2,5E-05	1,9E-05	1,8E-05	2,6E-05	1,2E-05	1,1E-05	1,2E-05
^{55}Fe	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-05	9,5E-06	8,8E-06	1,6E-05	1,1E-05	9,2E-06	9,9E-06	2,0E-05
^{59}Ni	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	7,3E-06	6,4E-06	6,2E-06	8,6E-06	7,8E-06	7,1E-06	6,0E-06	1,3E-05
^{51}Cr	4,3E-07	1,1E-06	4,6E-06	3,0E-06	2,1E-06	2,2E-06	2,7E-06	2,6E-06	2,3E-06	2,1E-06	2,9E-06
^{54}Mn	1,6E-04	1,5E-04	2,0E-04	6,6E-05	5,0E-05	3,2E-05	3,6E-05	4,7E-05	2,6E-05	1,7E-05	2,0E-05
^{59}Fe	1,0E-05	2,1E-05	2,0E-05	3,9E-05	2,7E-05	1,8E-05	2,2E-05	2,4E-05	2,0E-05	1,9E-05	2,5E-05
^{60}Co	4,7E-03	3,7E-03	2,6E-03	2,0E-03	2,1E-03	1,5E-03	1,9E-03	1,5E-03	7,6E-04	4,3E-04	3,9E-04
^{65}Zn	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,7E-04	1,1E-04	1,1E-04	1,3E-04	1,3E-04	1,2E-04	1,0E-04	1,5E-04
^{95}Nb	5,0E-06	6,5E-07	9,2E-06	4,8E-06	3,6E-06	3,3E-06	4,3E-06	4,0E-06	3,4E-06	3,0E-06	4,5E-06
^{75}Se	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	6,0E-07	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,2E-06	0,0E+00	0,0E+00
^{95}Zr	2,8E-06	2,9E-07	8,1E-06	1,6E-05	7,1E-06	6,6E-06	8,4E-06	8,1E-06	7,1E-06	6,3E-06	9,0E-06
^{99}Mo	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,3E-06	9,3E-07	6,6E-07	8,3E-07	8,2E-07	7,4E-07	6,5E-07	9,4E-07
^{103}Ru	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-06	9,0E-06	6,6E-06	5,6E-06	7,0E-06	7,0E-06	6,3E-06	5,6E-06	7,7E-06
^{106}Ru	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,4E-04	3,0E-04	3,1E-04	2,0E-03	7,2E-04	6,7E-04	6,3E-04	8,2E-04
^{110m}Ag	8,2E-05	3,4E-05	1,4E-05	1,7E-05	1,1E-05	9,6E-06	1,4E-05	2,1E-05	7,1E-05	1,7E-05	4,4E-05
^{124}Sb	2,3E-05	9,6E-07	1,6E-06	1,4E-05	1,6E-05	1,1E-05	1,3E-05	1,4E-05	9,6E-06	7,0E-06	1,4E-05
^{125}Sb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-05	1,4E-05	1,7E-05	1,7E-05	1,6E-05	1,3E-05	1,9E-05
^{131}I	2,1E-05	1,2E-05	2,1E-04	5,5E-05	4,3E-05	4,0E-05	5,0E-05	4,9E-05	4,5E-05	4,5E-05	5,5E-05
^{134}Cs	1,3E-02	5,7E-03	6,1E-03	4,1E-03	4,2E-03	1,6E-03	1,9E-03	7,1E-04	7,3E-04	7,0E-04	1,1E-03

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{137}Cs	2,6E-02	9,1E-03	6,2E-03	4,6E-03	6,5E-03	3,4E-03	4,6E-03	1,5E-03	1,5E-03	1,6E-03	3,1E-03
^{140}Ba	0,0E+00	0,0E+00	5,2E-06	1,1E-05	4,3E-06	3,9E-06	4,9E-06	4,9E-06	4,4E-06	7,7E-06	1,1E-05
^{141}Ce	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-06	2,8E-06	1,9E-06	1,8E-06	2,2E-06	2,2E-06	2,0E-06	1,8E-06	2,6E-06
^{144}Ce	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-05	9,5E-05	5,7E-05	5,5E-05	8,0E-05	6,1E-05	5,4E-05	9,4E-05	1,3E-04
^{154}Eu	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-05	1,4E-05	1,7E-05	1,7E-05	1,5E-05	1,3E-05	1,9E-05
U-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	4,8E-06	1,4E-06	2,6E-06	3,6E-06	2,8E-06	2,1E-06	1,4E-06	1,7E-06
Pu-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,0E-08	1,0E-06	1,5E-06	3,0E-06	2,5E-06	2,7E-06	2,2E-06	3,1E-06
Am-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	3,4E-08	6,6E-07	9,0E-07	1,3E-06	9,1E-07	7,8E-07	1,0E-06	1,6E-06
Cm-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-07	3,1E-07	3,6E-07	5,8E-07	3,8E-07	3,5E-07	2,9E-07	4,6E-07
Cf-csoport	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,4E-07	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
Teljes	**7,4E-02**	**4,8E-02**	**5,1E-02**	**4,4E-02**	**4,3E-02**	**4,7E-02**	**5,0E-02**	**5,7E-02**	**4,4E-02**	**5,3E-02**	**6,4E-02**

15.7-10. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (μSv). A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számítások.

A KKÁT folyékony kibocsátásokból származó sugárterhelések számítását a 2001-2011 közötti időszak minden évére elvégeztük. A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számításokat a 15.7-11. táblázat mutatja.

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{3}H	4,8E-09	6,4E-09	4,6E-09	1,4E-09	1,5E-09	5,3E-09	4,3E-09	5,1E-09	2,1E-09	1,5E-09	1,42E-09
^{14}C	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
^{51}Cr	2,0E-08	1,8E-08	3,3E-08	3,0E-08	2,1E-08	2,5E-08	5,8E-08	3,9E-08	5,0E-08	4,2E-08	4,3E-08
^{54}Mn	2,2E-08	3,1E-08	3,7E-08	3,1E-08	2,7E-08	8,3E-08	4,3E-08	6,6E-08	6,0E-08	2,0E-08	1,35E-08
^{58}Co	3,9E-08	4,1E-08	4,9E-08	4,1E-08	2,9E-08	3,4E-08	6,4E-08	4,3E-08	5,1E-08	3,8E-08	4,87E-08
^{59}Fe	1,1E-07	6,8E-08	1,2E-07	1,5E-07	8,9E-08	1,1E-07	2,1E-07	1,5E-07	1,6E-07	1,3E-07	1,58E-07
^{60}Co	2,4E-06	2,8E-06	2,3E-06	1,2E-06	2,5E-06	1,2E-05	5,4E-06	2,5E-05	2,0E-05	9,9E-06	7,63E-06
^{95}Zr	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,7E-08	3,2E-08	5,7E-08	4,1E-08	4,6E-08	3,5E-08	4,54E-08
^{95}Nb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,1E-08	1,3E-08	2,6E-08	1,8E-08	2,2E-08	1,7E-08	1,95E-08

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{106}Ru	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	5,7E-06	4,2E-06	6,14E-06
^{110m}Ag	6,8E-08	3,2E-08	4,3E-08	4,3E-08	2,8E-08	3,4E-08	5,6E-08	4,1E-08	4,7E-08	3,2E-08	4,82E-08
^{125}Sb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	4,2E-08	7,2E-08	5,3E-08	6,1E-08	4,5E-08	6,4E-08
^{134}Cs	2,4E-07	3,6E-07	4,6E-07	2,9E-07	1,9E-07	2,9E-07	7,3E-07	2,8E-07	3,4E-07	2,7E-06	3,35E-07
^{136}Cs	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	9,5E-07	1,2E-06	2,8E-06	2,2E-06	3,6E-06	2,5E-06	2,14E-06
^{137}Cs	3,7E-07	9,6E-07	1,1E-06	8,7E-07	3,6E-07	8,7E-07	1,8E-06	4,3E-07	1,3E-06	5,1E-07	5,83E-07
^{141}Ce	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,5E-08	1,7E-08	4,0E-08	2,7E-08	3,8E-08	3,1E-08	3,3E-08
^{144}Ce	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	5,0E-07	3,6E-07	7,9E-07	4,7E-07	5,9E-07	4,6E-07	6,45E-07
^{89}Sr	0,0E+00	2,2E-09	5,2E-09	2,0E-09	3,0E-09	2,4E-09	7,3E-09	5,7E-09	1,7E-08	6,9E-09	1,1E-08
^{90}Sr	4,6E-08	2,2E-08	5,3E-08	2,1E-08	3,5E-08	2,7E-08	5,9E-08	6,1E-08	1,7E-07	6,4E-08	9,3E-08
^{234}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,9E-09	4,7E-09	6,1E-09	5,2E-09	3,2E-09	2,3E-09	2,27E-09
^{235}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
^{238}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,8E-09	4,3E-09	5,4E-09	4,5E-09	2,7E-09	1,9E-09	1,79E-09
^{238}Pu	3,9E-10	2,0E-10	3,6E-10	2,2E-10	3,2E-10	2,6E-10	4,6E-10	5,4E-10	4,2E-10	1,2E-09	4,86E-10
$^{239/240}$Pu	4,2E-10	2,1E-10	3,8E-10	2,3E-10	4,4E-10	3,0E-10	5,9E-10	8,9E-10	1,1E-09	1,6E-09	3,03E-09
^{241}Am	3,7E-10	1,9E-10	3,4E-10	2,1E-10	2,9E-10	2,4E-10	4,6E-10	5,8E-10	5,5E-10	6,0E-10	8,47E-10
^{242}Cm	6,7E-11	3,4E-11	6,2E-11	3,8E-11	5,4E-11	4,4E-11	7,9E-11	9,1E-11	7,2E-11	5,5E-11	8,29E-11
^{244}Cm	2,9E-10	1,5E-10	2,6E-10	1,6E-10	2,3E-10	1,9E-10	3,4E-10	4,0E-10	3,5E-10	3,1E-10	4,1E-10
Teljes	**3,3E-06**	**4,3E-06**	**4,2E-06**	**2,7E-06**	**4,8E-06**	**1,5E-05**	**1,2E-05**	**2,9E-05**	**3,2E-05**	**2,1E-05**	**1,81E-05**

15.7-11. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok, (μSv). A gerjeni 1-2 éves gyermek korcsoportra vonatkozó számítások.

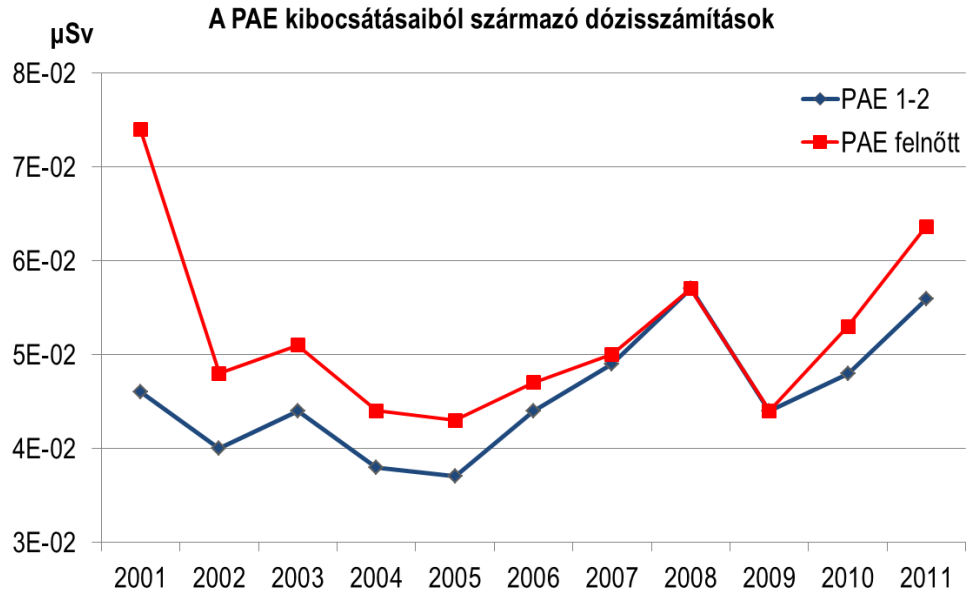
A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számításokat a táblázat 15.7-12. táblázat mutatja.

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
^{3}H	4,8E-09	6,4E-09	4,6E-09	1,4E-09	1,5E-09	5,3E-09	4,3E-09	5,1E-09	2,1E-09	1,5E-09	1,41E-09
^{14}C	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
^{51}Cr	1,3E-08	1,2E-08	2,2E-08	2,0E-08	1,4E-08	1,6E-08	3,8E-08	2,6E-08	3,3E-08	2,8E-08	2,85E-08
^{54}Mn	2,4E-08	3,3E-08	3,9E-08	3,2E-08	2,9E-08	8,8E-08	4,6E-08	7,0E-08	6,4E-08	2,1E-08	1,43E-08
^{58}Co	2,4E-08	2,4E-08	3,0E-08	2,5E-08	1,7E-08	2,0E-08	3,9E-08	2,6E-08	3,1E-08	2,3E-08	2,93E-08
^{59}Fe	6,6E-08	4,2E-08	7,6E-08	9,3E-08	5,5E-08	6,6E-08	1,3E-07	9,0E-08	1,0E-07	8,0E-08	9,72E-08
^{60}Co	1,1E-06	1,3E-06	1,1E-06	5,8E-07	1,2E-06	6,0E-06	2,6E-06	1,2E-05	9,5E-06	4,8E-06	3,7E-06
^{95}Zr	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,3E-08	2,8E-08	4,9E-08	3,6E-08	4,0E-08	3,1E-08	3,96E-08
^{95}Nb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	1,0E-08	1,2E-08	2,4E-08	1,7E-08	2,0E-08	1,6E-08	1,82E-08
^{106}Ru	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,7E-06	2,0E-06	2,93E-06
^{110m}Ag	4,2E-08	1,9E-08	2,6E-08	2,6E-08	1,7E-08	2,1E-08	3,4E-08	2,5E-08	2,9E-08	1,9E-08	2,94E-08
^{125}Sb	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,6E-08	4,5E-08	3,3E-08	3,8E-08	2,7E-08	3,95E-08
^{134}Cs	1,7E-06	2,5E-06	3,2E-06	2,0E-06	1,3E-06	2,0E-06	5,1E-06	1,9E-06	2,4E-06	1,9E-05	2,33E-06
^{136}Cs	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,4E-06	3,0E-06	7,2E-06	5,6E-06	9,2E-06	6,5E-06	5,48E-06
^{137}Cs	2,2E-06	5,7E-06	6,4E-06	5,1E-06	2,1E-06	5,2E-06	1,0E-05	2,5E-06	7,7E-06	3,0E-06	3,45E-06
^{141}Ce	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	6,6E-09	7,6E-09	1,7E-08	1,2E-08	1,7E-08	1,3E-08	1,42E-08
^{144}Ce	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	2,1E-07	1,5E-07	3,3E-07	2,0E-07	2,4E-07	1,9E-07	2,66E-07
^{89}Sr	0,0E+00	7,8E-10	1,9E-09	7,3E-10	1,1E-09	8,8E-10	2,6E-09	2,1E-09	6,3E-09	2,5E-09	3,99E-09
^{90}Sr	4,0E-08	1,9E-08	4,6E-08	1,8E-08	3,1E-08	2,3E-08	5,1E-08	5,3E-08	1,5E-07	5,5E-08	8,11E-08
^{234}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	3,1E-09	5,0E-09	6,5E-09	5,6E-09	3,4E-09	2,4E-09	2,43E-09
^{235}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00
^{238}U	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	0,0E+00	3,0E-09	4,6E-09	5,8E-09	4,8E-09	2,9E-09	2,1E-09	1,92E-09
^{238}Pu	6,5E-10	3,3E-10	6,0E-10	3,6E-10	5,2E-10	4,3E-10	7,7E-10	8,9E-10	7,0E-10	2,0E-09	8,05E-10

Nuklid	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
$^{239/240}$Pu	7,1E-10	3,6E-10	6,5E-10	4,0E-10	7,4E-10	5,1E-10	1,0E-09	1,5E-09	1,9E-09	2,7E-09	5,17E-09
^{241}Am	5,7E-10	2,9E-10	5,2E-10	3,2E-10	4,6E-10	3,7E-10	7,1E-10	9,1E-10	8,6E-10	9,4E-10	1,31E-09
^{242}Cm	3,0E-11	1,5E-11	2,8E-11	1,7E-11	2,4E-11	2,0E-11	3,6E-11	4,1E-11	3,3E-11	2,5E-11	3,74E-11
^{244}Cm	3,4E-10	1,7E-10	3,1E-10	1,9E-10	2,7E-10	2,2E-10	4,1E-10	4,8E-10	4,1E-10	3,7E-10	4,87E-10
Teljes	**5,2E-06**	**9,7E-06**	**1,1E-05**	**7,9E-06**	**7,5E-06**	**1,7E-05**	**2,6E-05**	**2,3E-05**	**3,2E-05**	**3,6E-05**	**1,86E-05**

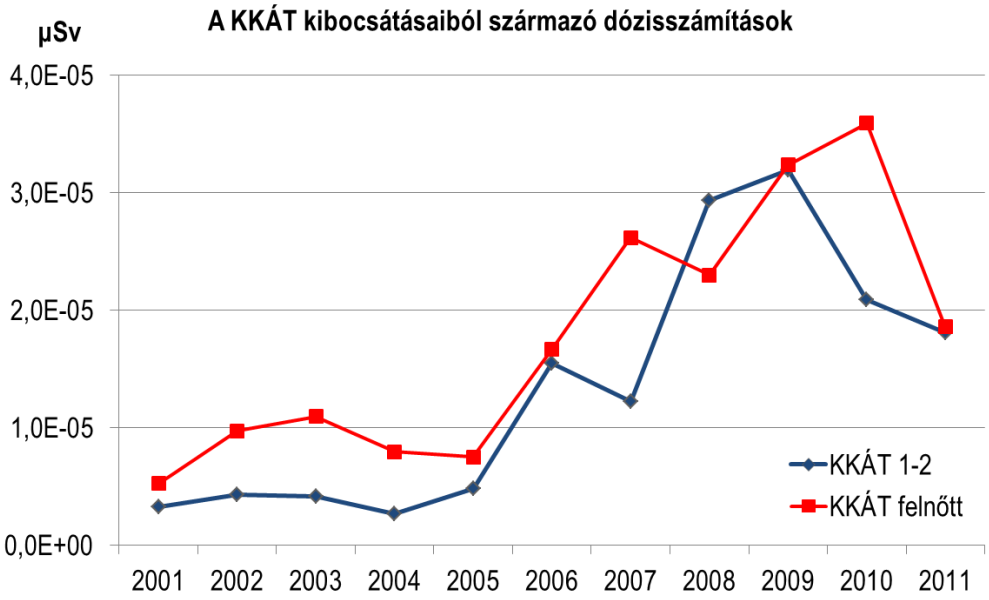
15.7-12. táblázat. A 2001-2011 közötti időszak összesített dózisok (μSv). A gerjeni felnőtt korcsoportra vonatkozó számítások.

A PAE folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan a 15.7-6. ábra mutatja.



15.7-6. ábra: A PAE folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan

A KKÁT folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan a 15.7-7. ábra mutatja.



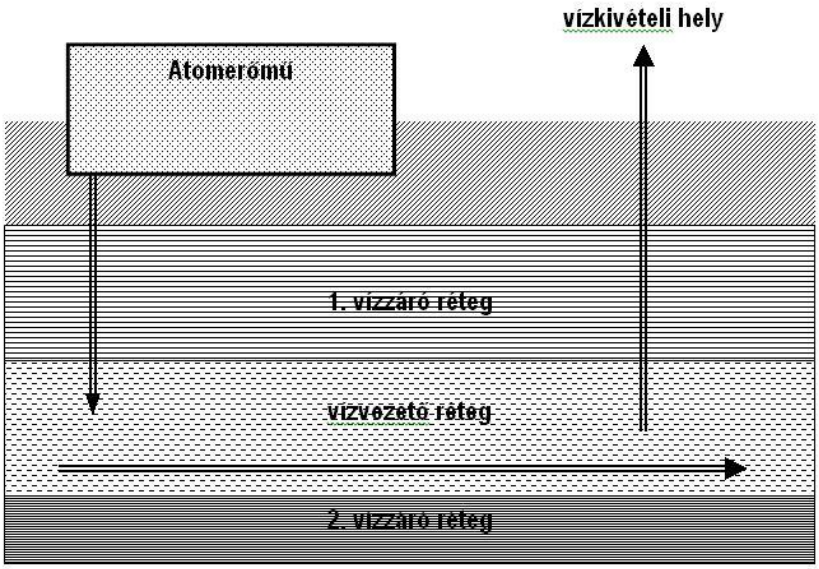
15.7-7. ábra: A KKÁT folyékony kibocsátásából származó sugárterheléseket, a gerjeni gyermek (1-2 éves) és felnőtt korcsoportokra vonatkozóan

15.7.2.4 A talajvízbe bekerülő tríciumból származó sugárterhelés becslése

Az atomerőmű telephelyén a talajvízbe került radioaktív anyagok esetében fontos megállapítani, hogy mekkora sugárterhelés éri a lakosságot egy esetleges ivóvízbe kerülés esetén.

A PAE-nél a talajvízi terjedési modellezéséhez a már meglévő kutakból kapott adatokból számítottuk ki a forrás nagyságát, majd erre építve számoltuk ki a sugárterhelést.

A modellünket egyszerű módon állítottuk össze, feltételezve, hogy a talajba bejutott radionuklid a vízzáró rétegen átjutva a talajvíz mozgásával terjed tovább. Ezt az esetet vázlatosan a 15.7-8. ábra szemlélteti.



15.7-8. ábra: A radioaktív anyag bejutása az erőműből a talajvízbe

A vizsgálat során figyelembe vett főbb folyamatok és feltételezések a következők:

- a kikerülő víz az erőmű alapterületén felgyülemlik,
- az erőmű alatti talajrétegen a radioaktív víz lassan átszivárog,
- az 1. vízzáró réteg a radioaktív izotópok egy részét abszorbeálja,
- az agyagréteg alján a radioaktív víz bejut és elkeveredik a vízvezető rétegben áramló talajvízzel,
- a vízvezető rétegben a talajvíz áramlása a radioaktív izotópokat elszállítja a vízkivételi helyre (egy „l" m-re lévő ásott kúthoz),
- a vízvezető réteg szilárd fázisa a radioaktív izotópok egy részét abszorbeálja.

A fenti folyamatokat a következőkben leírtak alapján modelleztük:

Az erőmű alapterületéből kijutó víz először átszivárog egy magas agyagtartalmú, jó vízzáró képességű rétegen. Az átszivárgás időtartama alatt a kikerülő vízben levő radioaktív izotópok egy része lebomlik, illetve abszorbeálódik. Az abszorpció aktivitás-csökkentő hatását az

$$F_1 = \frac{1}{1 + K_{d,1} \cdot X_1}$$

ún. szűrési tényezővel vettük figyelembe, ahol:

$K_{d,1}$ = az adott izotópra vonatkozó, a víz és az agyag közti megoszlási állandó (m^3/kg),
X_1 = a vízzáró rétegben a szilárd fázis koncentrációja (kg/m^3):

$$X_1 = \rho_1 - \rho_v \cdot \eta_1$$

ρ_1 = a vízzáró réteg sűrűsége (kg/m^3),
ρ_v = a víz sűrűsége (kg/m^3),
η_1 = a vízzáró réteg relatív nedvességtartalma (-).
Így a vízzáró rétegből kilépő vízben az aktivitáskoncentráció időfüggésére:

$$a_{f,1}(t) = a_f(t) \cdot F_1 \cdot \exp\left(-\lambda \cdot \frac{H_1}{w_1}\right)$$

adódik, ahol:

a_f = az erőműből kilépő víz aktivitáskoncentrációja (Bq/m^3),
$a_{f,1}$ = a vízzáró rétegből kilépő víz aktivitáskoncentrációja (Bq/m^3),
F_1 = a vízzáró rétegre számolt szűrési tényező (-),
H_1 = a vízzáró réteg vastagsága (m),
w_1 = a talajnedvesség áramlási sebessége a vízzáró rétegben (m/s).

Feltettük, hogy a vízzáró rétegből kilépő víz a vízvezető rétegben teljesen elkeveredik. Az így bekövetkező hígulás leírásához *dt* idő alatt a vízzáró rétegből kilépő folyadéktérfogat $V_i \cdot dt$, (ahol a V_i az egységnyi idő alatt bekerülő térfogatot jelenti (m^3/s)), mely a vízvezető rétegben *dt* alatt odaszállított $H_2 \cdot w_2 \cdot dt$ térfogatú talajvízzel elkeveredik, így az eredő aktivitáskoncentráció az alábbi lesz:

$$a_{f,2}(t) = \frac{a_{f,1}(t) \cdot V_i}{V_i + w_2 \cdot H_2}$$

H_2 = a vízvezető réteg vastagsága (m),
w_2 = a talajvíz áramlási sebessége a vízvezető rétegben (m/s),
$a_{f,2}$ = a hulladéktároló alatt a vízvezető rétegben a víz aktivitáskoncentrációja (Bq/m^3).

A talajvízbe kerülő radionuklidok a talajvíz által a vízkivételi helyhez történő szállítás közben is bomlanak, így a vízkivételi ponton a talajvíz aktivitáskoncentrációja:

$$a_{f,3}(t) = a_{f,2}(t) \cdot F_2 \cdot \exp\left(-\lambda \cdot \frac{l}{w_2}\right)$$

ahol:

l = a vízkivételi hely távolsága az atomerőműtől (m),
F_2 = a vízvezető réteg szűrési tényezője (-):

$$F_2 = \frac{1}{1 + K_{d,2} \cdot X_2}$$

ahol:

$K_{d,2}$ = az adott izotópra vonatkozó, a víz és a vízvezető réteg szilárd fázisa közti megoszlási állandó (m^3/kg),
X_2 = a vízvezető rétegben a szilárd fázis koncentrációja (kg/m^3):

$$X_2 = \rho_2 - \rho_v \cdot \eta_2$$

ρ_2 = a vízvezető réteg sűrűsége (kg/m^3),
η_2 = a vízvezető réteg relatív nedvességtartalma (-).

A számításokban felhasznált paramétereket a 15.7-13. táblázat tartalmazza.

Paraméter	Értéke	Referencia, megjegyzés
ρ_v	1000 kg/m^3	feltételeztük, hogy a kilépő víz sűrűsége azonos a tiszta vízével
a_f	190 Bq/ m^3	az erőműből kilépő víz aktivitáskoncentrációja
H_1	1 m	a vízzáró rétegnek tekintett agyagos homokréteg vastagsága
W_1	$1{,}0\cdot10^{-8}$ m/s	az agyagos homokrétegben a víz sebessége
ρ_1	1280 kg/m^3	az agyagos homok sűrűsége
η_1	0,25	az agyagos homok átlagos nedvességtartalma
H_2	5 m	a vízvezető réteg feltételezett vastagsága
W_2	$1{,}15\cdot10^{-7}$ m/s	a vízvezető rétegben a talajvíz áramlási sebessége
ρ_2	1520 kg/m^3	a homok sűrűsége
η_2	0,25	a homok átlagos nedvességtartalma
K_d	1,00E-03 m^3/ kg	H-3 megoszlási hányadosai a vízzáró (agyagos homok) és a vízvezető (homok) rétegekben
l	500 m	feltételezett érték; a kút távolsága az atomerőműtől

15.7-13. táblázat: A számításokban felhasznált paraméterek és azok értékei

A fenti adatok felhasználásával meghatároztuk, miképp változik az erőműtől mintegy 500 m-re levő vízkivételi helynél a talajvízben a trícium aktivitáskoncentrációja (minthogy a 9. fejezetben leírtak szerint a talajvízben többnyire csak a tríciumot tudták kimutatni mesterséges forrásként).

Az így kapott aktivitáskoncentráció értékre 16,5 Bq/ m^3 adódott egy 500 m-re lévő képzeletbeli kút vizében.

Hangsúlyozni kell, hogy a fenti eredmények valószínűleg felülbecsült értékek, ugyanis a számítások során az alábbi konzervatív feltételezéseket alkalmaztuk:

- a vízvezető rétegben eltekintettünk az izotópok talajvízáramlásra keresztirányú diszperziójától, csak egyszerű áramlási és keveredési folyamatok feltételezésével írtuk le a terjedést,
- az atomerőműből kikerülő aktivitás teljes mennyiségét oldhatónak tekintettük,
- a vízvezető réteget telítetlennek tekintettük, vagyis az agyagrétegből kiszivárgó víz teljes egészében el tud keveredni a vízvezető rétegben áramló talajvízzel,
- eltekintettünk a mélyebben fekvő rétegek felé történő transzportfolyamatoktól.

Azt az erősen konzervatív esetet feltételezve, hogy a lakosság egy tagja folyamatosan a biztonsági övezet határán lévő kút vizét issza, ezáltal a következő módon kapható meg a talajvízben lévő trícium által okozott dózis:

$$E = AC_{H-3} \cdot e \cdot n \cdot d$$

ahol

AC_{H-3} : a trícium számított aktivitáskoncentráció tartalma 500 m-re az erőműtől a talajvízben (16,5 Bq/m^3)
e : a trícium lenyeléséből származó effektív dózis tényezője (1,8E-11 Sv/Bq) [15.3-7]
n : egy évben a napok száma (365 nap/év)
d : átlagosan naponta elfogyasztott víz mennyisége (3 l/nap).

Az így kapott effektív dózis **0,33 nSv/év**-nek adódott.

15.7.3 RADIOAKTÍV HULLADÉKOK ELSZÁLLÍTÁSA

15.7.3.1 A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékok szállítása

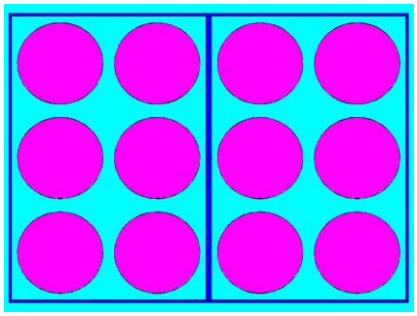
A számításokhoz, modellezéshez szükség van a pontos geometriai leírásra [15.3-9]. A modellezéshez a szállítókonténert használtuk, amelyben hat hordó helyezhető el. Egy járműre 2 ilyen konténert pakolnak, így összesen 12 hordó elszállítására alkalmas. A hulladék mennyiségét ebből határoztuk meg két esetre bontva. Az első eset, amikor a hordókban a maximálisan tölthető aktivitások vannak, a másodikban pedig az átlagos értékek szerepelnek. Az átlagos és a maximális radioizotóp összetételt mutatja az 15.7-14. táblázat egy hordóra átlagolva. Ez alapján készítettük el az alkalmazott modell forrását.

Izotóp	Átlagos aktivitás [Bq/hordó]	Maximális aktivitás [Bq/hordó]	Izotóp	Átlagos aktivitás [Bq/hordó]	Maximális aktivitás [Bq/hordó]
^{51}Cr	1.64E+08	6.72E+09	^{137}Cs	2.25E+06	8.71E+07
^{95}Nb	9.29E+07	6.94E+10	^{63}Ni	1.32E+07	1.92E+08
^{59}Fe	1.18E+07	1.12E+09	^{238}Pu	3.91E+01	2.59E+02
^{124}Sb	5.73E+06	1.75E+08	^{241}Am	1.6E+02	2.6E+03
^{95}Zr	2.26E+07	1.06E+09	^{14}C	5.8E+06	9.91E+07
^{58}Co	2.39E+07	1.13E+09	^{94}Nb	3.86E+06	1.01E+07
^{242}Cm	2.28E+01	4.13E+02	^{239}Pu+^{240}Pu	3.67E+01	3.09E+02
^{65}Zn	2.33E+06	1.22E+07	^{59}Ni	2.23E+05	1.85E+06
^{110m}Ag	1.76E+07	4.12E+08	^{41}Ca	1.69E+01	1.88E+02
^{54}Mn	2.41E+07	1.68E+09	^{99}Tc	5.47E+02	1.13E+03
^{134}Cs	2.64E+06	5.24E+07	^{234}U	1.5E+01	2.96E+01
^{55}Fe	1.83E+06	1.6E+07	^{36}Cl	4.38E+01	3.21E+02
^{60}Co	5.34E+07	1.46E+09	^{129}I	2.23E+00	2.34E+01
^{3}H	1.68E+07	3.19E+07	^{235}U	1.64E+00	2.93E+00
^{244}Cm	2.99E+01	2.56E+02	^{238}U	1.07E+01	1.87E+01
^{90}Sr	5.58E+03	4.06E+04			

15.7-14. táblázat: Az egy hordóra átlagolt aktivitás adatok

A számításokhoz csak gamma-sugárzást vizsgálunk, hiszen a szállítókonténer falán másfajta sugárzás nem juthat ki. A radioizotóp összetételekből meghatározzuk a gamma-energiákat, amiből definiáljuk a forrást. A forrást úgy készítjük el, hogy a hordókba homogén módon van beletöltve minden anyag (radioaktív hulladék, beton, stb.). Az alkalmazott modellt elkészítettük, amit az 15.7-9. ábra mutat vízszintes és függőleges metszetben.

A modellben a különböző színek különböző összetételű anyagokat jelentenek. A világos kék szín a levegőt, a lila hordóba töltött radioaktív hulladékot, a sötét kék pedig a tartály és a hordó acél szerkezetét jelenti.

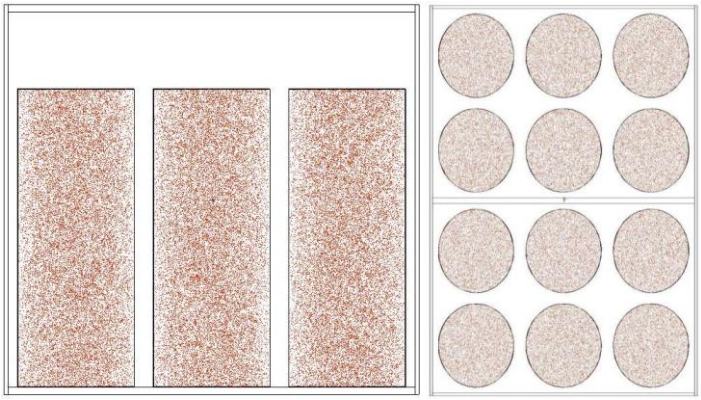


15.7-9. ábra: A szállítókonténer modelljének vízszintes, illetve függőleges metszetbe

A forrás, amit a modellünkben használtunk, szimmetrikus elrendezésű.

Ha 20 000 részecskét indítunk el, akkor a 15.7-10. ábra szerinti képet kapjuk vízszintes, illetve függőleges metszetben.

A piros pöttyök jelentik a részecskék indulási helyét. Úgy alkottuk meg a modellt, hogy a hordókban homogénnek tekintettük a hulladékot.



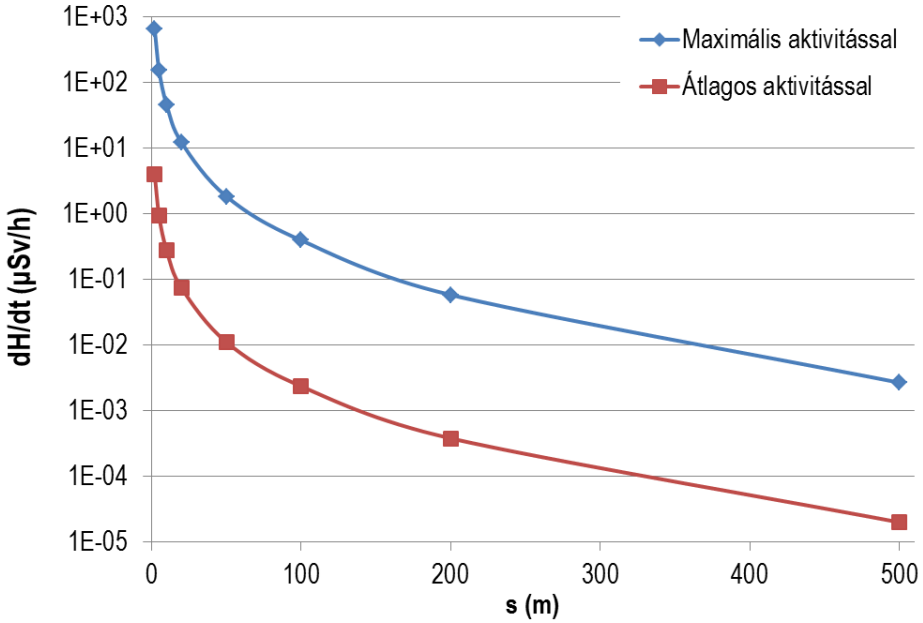
15.7-10. ábra: A szállítókonténer modelljének vízszintes, illetve függőleges metszetbe 100 000 forrásrészecske elindítása után

A modell alkalmazásakor kapott dózisteljesítmény értékeket különböző távolságokban mutatja a 15.7-15. táblázat, ahol az egy hordóba átlagosan és maximálisan betöltött aktivitással számoltunk.

s(m)	Maximális aktivitással		Átlagos aktivitással	
	Ḣ (μSv/h)	**Δ Ḣ**	**Ḣ (μSv/h)**	**Δ Ḣ**
2	6,37E+02	0,65%	3,89E+00	0,63%
5	1,50E+02	0,65%	9,16E-01	0,63%
10	4,53E+01	0,78%	2,73E-01	0,76%
20	1,20E+01	0,96%	7,34E-02	0,93%
50	1,82E+00	1,61%	1,10E-02	1,54%
100	3,91E-01	2,38%	2,34E-03	2,25%
200	8,48E-02	1,96%	5,25E-04	2,15%
500	2,53E-03	4,43%	1,67E-05	4,93%

15.7-15. táblázat: A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékszállító konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek, a hordók maximális és átlagos töltöttsége mellett

A dózisteljesítményt μSv/h-ban ábrázolva a 15.7-11. ábra szerinti görbéket kaptuk.



15.7-11. ábra: A kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékszállító konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek

Ezekből az eredményekből úgy kaphatjuk meg a lakosságot ért sugárterhelés értékét, hogy meghatározzuk egy átlagos év során elszállított hulladék mennyiségét, illetve azt, hogy a szállítás során mennyi ideig (5 perc) és milyen távolságban (5 m) tartózkodhat a teherautó a lakosság közelében.

Ha a radioaktív hulladék keletkezésének üteme követi a jelenlegit, akkor évente kb. 850 darab 200 l-es hordónyi hulladékkal lehet számolni. Ez a mennyiség 71 fuvarral szállítható el, ami azt jelenti, hogy az egy szállítás során okozott sugárterhelést ezzel a számmal kell felszorozni. A szállítási útvonalnak egy része lakott terület mellett halad, így viszonylag közel is tartózkodhat civil a teherautóhoz. Ezért a számításoknál úgy gondolkoztunk, hogy a kereszteződésből való kiforduláshoz esetlegesen 5 percre is szükség lehet a forgalom miatt. Ekkor az út mellett tartózkodó ember akár 5 m távolságra is tartózkodhat. Ebből az jön ki, hogy egy szállítás során 12,5 µSv sugárterhelést is kaphat az út mentén tartózkodó, ha a maximális aktivitású hordókkal számolunk. A 71 fuvar alatt pedig 5,42 µSv jön ki az átlagos aktivitás értékkel számolva, hiszen az egész évre nézzük az elszállított hulladék mennyiségét. Ez egy abszolút konzervatív becslés, hiszen azt veszi figyelembe, hogy valaki minden fuvar során pont a teherautó mellett tartózkodik. Megfigyelhető, hogy a maximális hordótöltetnél 1 fuvar során nagyobb érték jött ki, mint az átlagos hordótöltetnél a 71 fuvar alatt. Ez azért van, mert a megengedett aktivitás mennyiségét nem töltik egy hordóba, az pedig, hogy 12 ilyen hordó lenne, szinte lehetetlen. Az út további szakaszain feltehetőleg messzebb tartózkodnak a lakosság tagjai, illetve kevesebb időt töltenek el a szállító teherautó közvetlen környezetében.

15.7.3.2 Felszabadított radioaktív hulladékok szállítása

A hulladékok felszabadítása történhet feltétel nélkül, illetve feltételesen, az ÁNTSZ Országos Tisztifőorvosi Hivatal (OTH) engedélye alapján. A feltétel nélküli és a feltételesen felszabadított hulladékok az utóbbi években azt a tendenciát mutatták, hogy a legnagyobb mennyiségű hulladékok a feltételes felszabadítás során kerülnek ki a telephelyről, a feltétel nélkül felszabadított hulladék elszállítására csak kisebb mennyiségben kerül sor. A hulladékokat a halmazállapotuk, éghetőségük, veszélyességük, kémiai formájuk, összetételük függvényében az alábbi tárolókba, feldolgozó üzemekbe szállíthatják:

- vaskúti hulladéklerakóba (műanyag és üveg hulladék),
- polgárdi hulladéklerakóba (szigetelőpaplan hulladék),

- győri hulladékégetőbe (különböző iszapok, elhasznált ioncserélő gyanta, fénycső, fúró emulzió, spray flakon, ipari aktív szén, selejtezett vegyszer, kábelszigetelések, festékes vödrök, fáradt olajok),
- különböző fémfeldolgozókba (rozsdamentes fémhulladékok),
- hulladék feldolgozókba kerülő elektronikai hulladékok (elektronikai berendezések részei, hűtők, klímák),
- hulladék feldolgozókba akkumulátor, szárazelem hulladékok,
- különböző fémfeldolgozókba kerülő fémhulladékokra (szénacél és saválló csövek, lemezek, rézkábelek, ólom hulladék, alumínium lemezek),
- paksi települési hulladéklerakóba kerülő különböző hulladékokra (büfé hulladék, fólia-ponyva, fa, szűrőbetét, üveg, tömlő, gumi- és műanyag hulladék, építési törmelék, homok),
- dunaújvárosi papírgyárba,
- paksi települési hulladéktelepre (papír, homok, zsákos, építési törmelék),
- Palota Környezetvédelmi Kft. biomassza égetőjébe (fa).

A számításhoz használt forrásként a feltétel nélküli felszabadítási szinteket vesszük alapul, amikhez az OSSKI korábbi tanulmányában szereplő számításokat és elemzéseket, valamint a NAÜ Safety Standards Series No. RS-G-1.7 és Safety Reports Series No. 44 számú dokumentumait vették alapul. A feltételes felszabadítás során kikerülő hulladékokra minden esetben tanulmányt készítenek, hogy megfelel-e annak a kritériumnak, hogy az így kikerült kismértékben radioaktív anyagot tartalmazó hulladék semmilyen körülmények között sem okozhat évente 30 µSv-nél nagyobb sugárterhelést.

A feltétel nélküli felszabadításra az aktivitáskoncentrációkat a 15.7-16. táblázat tartalmazza.

Radionuklid	Felszabadítási szint (Bq/g)
^{3}H	2000
^{14}C	200
^{51}Cr	30
^{54}Mn	1
^{55}Fe	500
^{58}Co	1
^{59}Fe	0,8
^{59}Ni	800
^{60}Co	0,4
^{65}Zn	2
^{90}Sr	5
^{95}Nb	3
^{95}Zr	0,3
^{99}Tc	100
^{110m}Ag	0,4
^{124}Sb	0,5
^{129}I	2
^{134}Cs	0,6
^{137}Cs	2
^{234}U	0,6
^{235}U	0,6
^{238}U	0,6
^{238}Pu	0,3
^{239}Pu	0,3
^{240}Pu	0,3
^{241}Am	0,3
^{244}Cm	0,5

15.7-16. táblázat: Hulladékok feltétel nélküli felszabadítására vonatkozó felszabadítási szintjei a Paksi Atomerőműben [15.3-9]

A 15.7-16. táblázat adatait felhasználva a radioaktív hulladékoknál használt hasonló modellt felhasználva kapjuk meg a forrásunkat. A lakosság külső sugárterhelésének a vizsgálatára szintén elég csak a gamma fotonokat vizsgálni, hiszen az alfa és béta bomlás során keletkező részecskék nem tudnak kijutni a szállításra használt konténer falán. A feladatban az 1 év alatt elszállított hulladék mennyiségére kapott sugárterhelést határoztuk meg.

A számítások elvégzéséhez egy viszonylag egyszerű modellt alkottunk. A felszabadított hulladékot egy fém konténerbe helyezve szállítják. Az egyszerűség kedvéért azt feltételeztük, hogy a hulladék a konténerben homogén. Az eredményeket a 15.7-17. táblázat tartalmazza.

s(m)	$\dot{H}$ (µSv/h)
2	3,21E-03
5	8,09E-04
10	2,45E-04
20	6,76E-05
50	1,10E-05
100	2,44E-06
200	4,20E-07
500	1,30E-08

15.7-17. táblázat: Az 1 év alatt szállított felszabadított hulladékból származó dózisteljesítmény

Itt ugyanazzal a feltevéssel éltünk, mint a kis- és közepes aktivitású radioaktív hulladékok szállításánál, azaz a szállító teherautó mellett 5 méterre tartózkodik valaki. Ezek az értékek az 1 év alatt szállított mennyiségre vonatkoznak, így ez szintén egy konzervatív becslés, hiszen minden szállításkor nem tartózkodik ugyanaz a személy az autó mellett. Módosításként annyit teszünk, hogy ez egy lassabb és nagyobb jármű, így a kikanyarodáshoz nem 5 percre, hanem 10 percre van szüksége. Az így kapott sugárterhelés értéke: 0,135 nSv évente.

15.7.4 FRISS FŰTŐELEM TELEPHELYRE SZÁLLÍTÁSA

A számításhoz használt modellt kétféle sugárterhelésre vizsgáltuk.

Az első esetben a fűtőelemből kijutó gamma-sugárzás által okozott dózist vizsgáljuk. A fűtőelem összetételéből meghatározzuk a keletkező gamma-fotonok energiáját és gyakoriságát, majd ezzel készítjük el a forrásunkat.

A második esetben a fűtőelemben található urán spontán hasadásából felszabaduló neutronok reakcióiból gamma-fotonok keletkeznek, így kiszámoljuk mind a neutron-sugárzás által okozott, mind pedig a gamma-sugárzás által okozott dózist a lakosságra nézve.

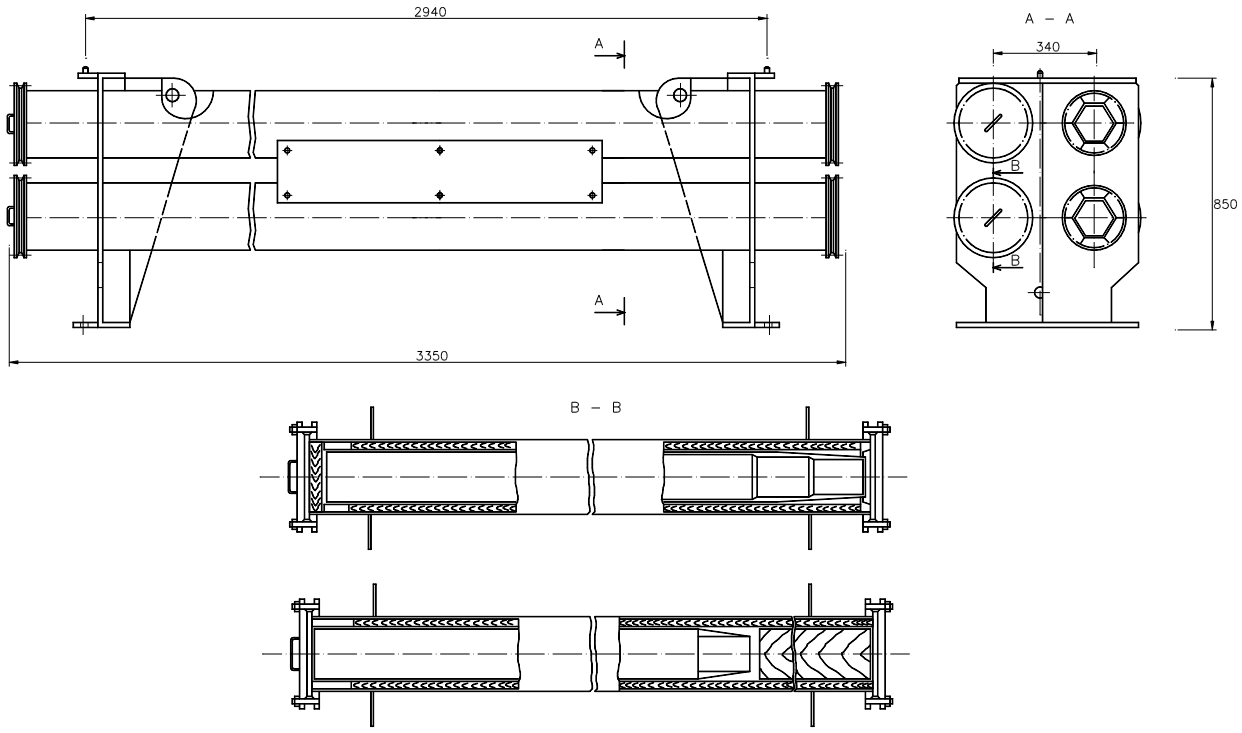
A neutronforrás előállítására a már jól ismert Watt-hasadási spektrumot használjuk.

$$f(E) = C \cdot \exp\left(-\frac{E}{a}\right) \cdot sh\left(\sqrt{b \cdot E}\right)$$

Az „a” és a „b” érték az egyes izotópra jellemző.

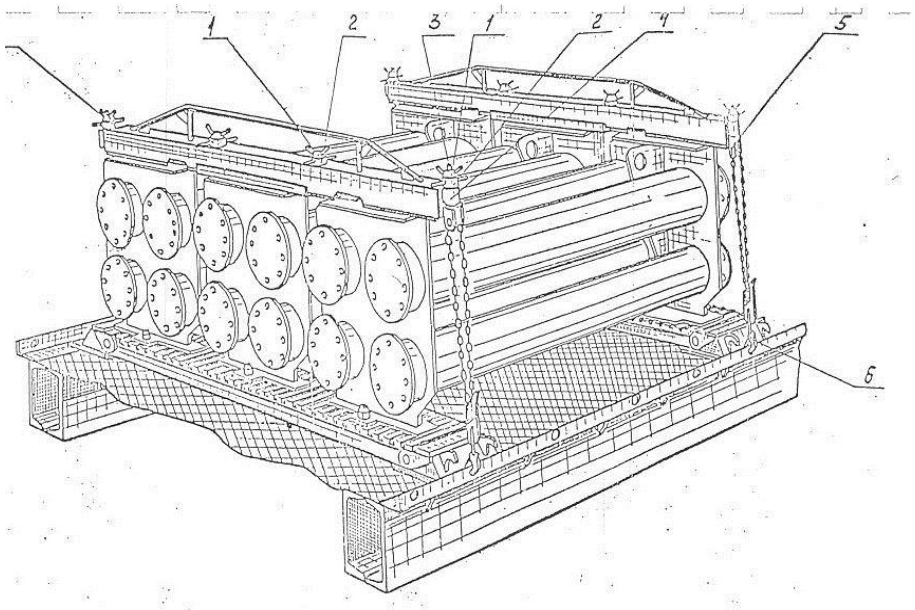
A friss üzemanyagot szállító speciális vasúti kocsi V-60 SZK típusú, melyben TK-SZ4 típusú hermetikus fém szállítókonténerekben van elhelyezve a friss fűtőelem. A konténer négy fűtőelem elhelyezésére ad lehetőséget. A fűtőelemeket egy tokba teszik, amit hegesztéssel zárnak le. Egy szállításkor 400 fűtőelemet szállítanak, így a több kocsiból álló szerelvényen összesen 100 TK-SZ4 típusú konténer található. A konténert csak vízszintes helyzetben, maximum 60 km/h sebességgel lehet szállítani.

A konténert a 15.7-12. ábra mutatja. [15.3-9]

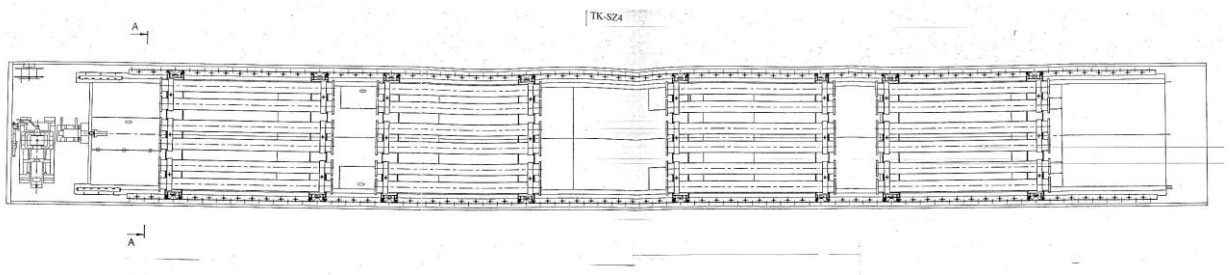


15.7-12. ábra: A TK-SZ4 típusúszállító konténer

A modell elkészítéséhez további információkat gyűjtöttünk a pontos elhelyezkedés felállításához a V-60 SZK típusú vasúti kocsiról. Az információkat a vasúti kocsi gyártója által adott dokumentumokból sikerült beszereznünk. A TK-SZ4 típusú szállító konténerből összesen 12 db helyezkedik el egy kocsin, mégpedig úgy, hogy egy sorban 3 konténer található, illetve egy kocsira 4 ilyen egységet raknak. Az elhelyezkedést mutatja a 15.7-13. ábra és a 15.7-14. ábra.

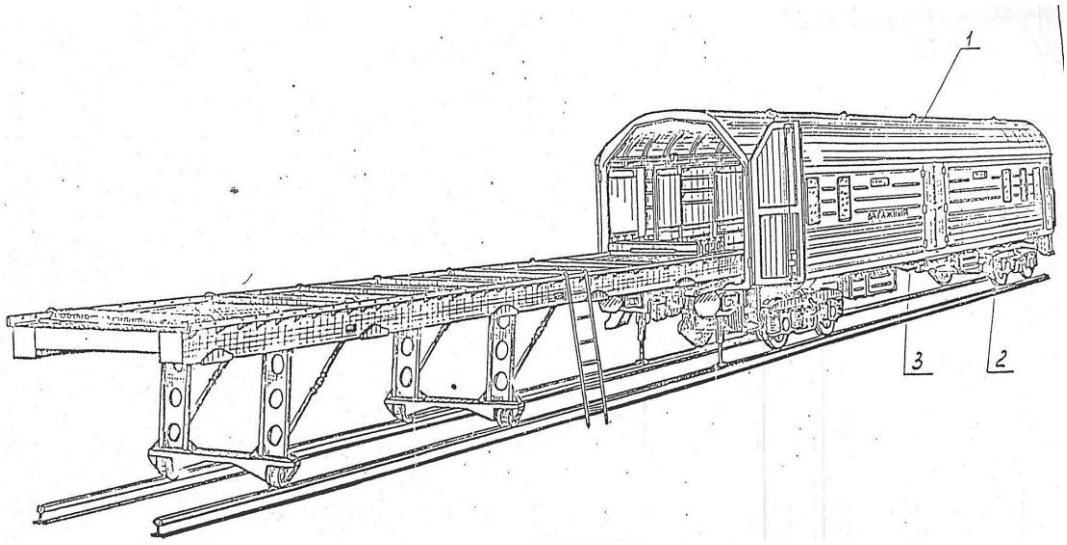


15.7-13. ábra: A TK-SZ4-es konténerek elhelyezkedése a V-60 SZK típusú vasúti kocsin



15.7-14. ábra: A TK-SZ4-es konténerek elhelyezkedése a V-60 SZK típusú vasúti kocsin felülnézetből

Az így felállított lapra szerelt fűtőelem tároló konténereket aztán betolják a vasúti kocsiba, amit a modellünkben egy acél keretnek tekintettünk. Az elrendezést a következő ábra (15.7-15. ábra) mutatja.



15.7-15. ábra: A V-60 SZK típusú vasúti kocsi

A gamma-forrás meghatározásához friss fűtőelemnél a ^{235}U-t, valamint a ^{238}U leányelemei közül a ^{234}Pa-ot és a ^{234m}Pa-ot kell figyelembe venni, mivel az urán jelenlevő izotópjai közül a 235-ös bomlása során keletkeznek jelentősebb gamma-fotonok és a leányelemek közül a ^{234}Pa-nak, a ^{234m}Pa-nak és a ^{234}Th-nak van olyan kicsi felezési ideje, hogy az egyensúly be tud állni akár hónapok alatt is. Ezt a leányelemek magszámainak számítási képletéből lehet meghatározni, ami általános alakban a következőképpen néz ki.

$$N_i = N_{1,0} \cdot \left(\Pi\ \lambda_{i-1}\right) \cdot \left(\frac{e^{-\lambda_1 \cdot t}}{(\lambda_2 - \lambda_1) \cdot (\lambda_3 - \lambda_1) \ldots (\lambda_i - \lambda_1)} + \frac{e^{-\lambda_2 \cdot t}}{(\lambda_1 - \lambda_2) \cdot (\lambda_3 - \lambda_2) \ldots (\lambda_i - \lambda_2)} + \ldots \right)$$

ahol

N_i az i-dik leányelem atomjainak száma
$N_{1,0}$ az anyaelem atomjainak száma
λ_i a bomlási sor i-dik elemének bomlási állandója

A magszámok ismeretében az aktivitás a bomlási állandó segítségével meghatározhatjuk.

Így a forrásunk a 15.7-18. táblázat (az U-235 bomlásaiból), a 15.7-19. táblázat (a Pa-234 izotópból), valamint a 15.7-20. táblázat (a Pa-234m izotópból) szerinti energiájú és arányú fotonokból tevődik össze.

Eγ (keV)	Intenzitás (%)
109,16	1,54
143,76	11
163,33	5,08
185	57
205,31	5

15.7-18. táblázat: Az U-235 jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya

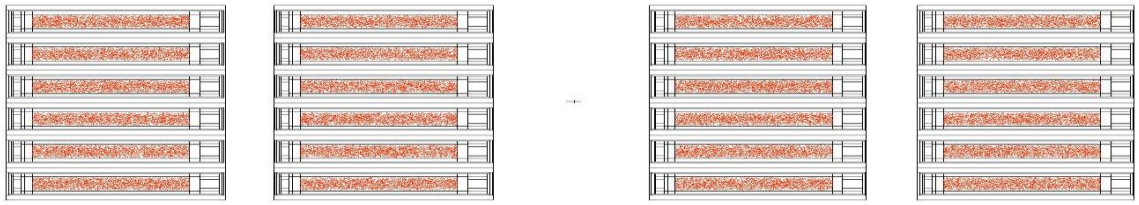
Eγ (keV)	Intenzitás (%)	Eγ (keV)	Intenzitás (%)	Eγ (keV)	Intenzitás (%)	Eγ (keV)	Intenzitás (%)
62,7	1,5	372	1,22	742,81	2,06	925,9	1,8
99,85	3,2	458,68	1,13	755	1,22	926,72	7,2
125,46	0,78	506,75	1,29	780,4	0,9	946	13,4
131,3	18	513,4	0,8	786,27	1,19	947,7	1,62
140,15	0,5	521,4	0,74	794,9	0,67	980,3	2,7
152,72	6	565,2	1,03	796,1	2,58	980,3	1,8
159,48	0,65	568,9	3,6	804,4	0,62	981,6	0,72
170,85	0,5	569,5	8,2	805,8	2,52	984,2	1,62
186,15	1,76	602,6	0,54	819,2	1,88	1028,7	0,57
200,97	0,9	663,9	0,54	824,2	1,24	1083,2	0,5
203,12	1,23	666,5	1,16	825,1	1,88	1352,9	1,15
226,5	4,2	669,7	0,99	831,5	4,12	1393,9	2,06
227,25	5,8	692,6	1,24	876	2,524	1452,7	0,8
245,37	0,75	699,03	3,6	880,5	6	1668,4	0,76
249,22	2,5	705,9	2,27	880,5	4,2	1693,8	0,69
272,28	1,08	730,9	0,63	883,24	9,6		
293,79	2,99	733,39	6,9	898,67	3,24		
369,5	2,47	738	1,15	925	7,8		

15.7-19. táblázat: A Pa-234 jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya

Eγ (keV)	Intenzitás (%)
1001,03	0,837
766,38	0,294
742,81	0,08
258,23	0,0728
786,27	0,0485
1737,73	0,0211
1831,5	0,0172
1193,77	0,0135
73,92	0,013
1510,5	0,0129
921,7	0,0127
739,95	0,0117

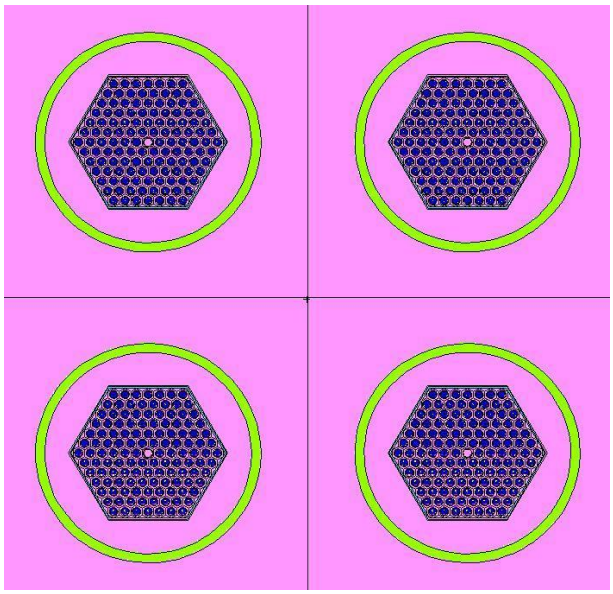
15.7-20. táblázat: A Pa-234m jelentősebb gamma-fotonenergiái és azok aránya

Ezek alapján készítettük el a forrásunkat úgy, hogy ugyanakkora valószínűséggel keletkezzenek mind a 48 fűtőelemben. Ezt szemlélteti a 15.7-16. ábra.



15.7-16. ábra: A forrás alakulása 100 000 elindított részecske után

Az alkalmazott modellben a TK SZ4-es konténer függőleges metszetét, valamint a vízszintes metszetét a 15.7-17. ábra és a 15.7-18. ábra szemlélteti.



15.7-17. ábra: Az alkalmazott modellből a TK SZ4-es konténer függőleges metszete

15.7-18. ábra: Az alkalmazott modellből a TK SZ4-es konténer vízszintes metszete

Próbáltuk viszonylag nagy részletességgel létrehozni a modellt a kapott dokumentumok alapján, hogy a valóságot minél jobban tükrözze. A függőleges ábrán látható, hogy a kazettákban a fűtőelem pálcák hogyan helyezkednek el.

Az eredményeket egy részecskére normálva kapjuk, így a jelenlévő fűtőelemekben található U-235, Pa-234 illetve Pa-234m aktivitásának az értékével be kell szorozni. A háromféle izotópból külön futtatva kaptuk meg az összegzett eredményeket. A számításokat 2, 5, 10, 20 és 50 m távolságban végeztük el, amiből a lakosságot ért sugárterhelést meghatároztuk. Az eredmények 15.7-21. táblázatból olvashatók ki.

s(m)	U-235		Pa-234		Pa-234m	
	H' (µSv/h)	Δ H'	H' (µSv/h)	Δ H'	H' (µSv/h)	Δ H'
0,1	2,68E-01	1,98%	2,31E-01	1,60%	1,96E+01	1,33%
2	3,69E-02	0,61%	3,61E-02	0,48%	3,00E+00	0,39%
5	1,66E-02	0,85%	1,52E-02	0,67%	1,27E+00	0,55%
10	7,21E-03	1,17%	5,92E-03	1,00%	4,86E-01	0,83%
20	2,58E-03	2,04%	1,87E-03	1,73%	1,52E-01	1,45%
50	3,60E-04	4,85%	2,86E-04	4,36%	2,37E-02	3,60%

15.7-21. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek, gammaforrással számolva

A neutronok számításánál nem csak a neutronok által okozott sugárterhelést, hanem a neutronok reakcióiból, gerjesztéseiből keletkező fotonok által okozott sugárterhelést is számításba kell venni, majd az ezáltal összegzett

dózisokra lehet a végkövetkeztetéseket meghozni. A korábban ismertetett forrásspektrummal indítottuk a neutronokat, a már bemutatott modell segítségével, amiből a 15.7-22. táblázat szerinti eredmények adódtak.

s(m)	Neutron		Gamma	
	$\dot{H}$	$\Delta \dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta \dot{H}$
	µSv/h	%	µSv/h	%
2	2,19E-02	0,15	4,89E-05	0,54
5	9,72E-03	0,21	2,17E-05	0,73
10	3,73E-03	0,33	8,32E-06	1,12
20	1,08E-03	0,62	2,40E-06	1,99
50	1,24E-04	1,75	2,50E-07	4,9

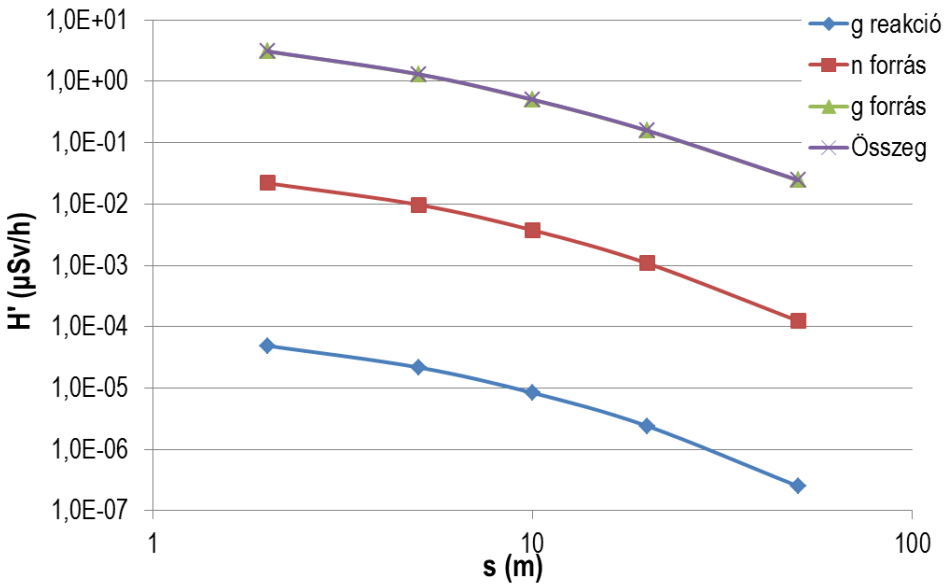
15.7-22. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek, neutronforrás esetében

Így ha a három értéket (gammaforrásból származó gamma-dózis, neutronforrásból származó neutron- és gamma-dózis) összegezzük, akkor megkaphatjuk a friss fűtőelemet szállító vasúti kocsi környezetében lévő összes forrásra vonatkozó dózisteljesítmény értékeket (15.7-23. táblázat).

s(m)	$\dot{H}_g$	$\dot{H}_n$
	µSv/h	µSv/h
2	3,07E+00	2,19E-02
5	1,30E+00	9,72E-03
10	4,99E-01	3,73E-03
20	1,56E-01	1,08E-03
50	2,43E-02	1,24E-04

15.7-23. táblázat: A friss fűtőelem szállító vasúti kocsi közelében számolt dózisteljesítmény értékek

A három forrásból, valamint az összegükből származó dózisteljesítmény értékek láthatóak a 15.7-19. ábra, ahol az „n forrás H'_n" a neutronforrásból származó, neutronok okozta dózisteljesítményt, a „g reakció H'_g" a neutronforrásból származó, fotonok okozta dózisteljesítményt, a „g forrás H'_g" a gammaforrásból származó, fotonok okozta dózisteljesítményt, valamint az „Összeg" a három forrásból eredő dózisteljesítményt jelenti.



15.7-19. ábra: A V-60 SZK típusú vasúti kocsi körül számolt dózisteljesítmény (H') értékek a távolság függvényében

Az első esetben azt vettük alapul, hogy a szerelvény elhalad az állomáson és valamilyen okból (forgalmi akadály) meg kell állnia. Ekkor a vonatra várakozók egy ideig (1/2 óra), viszonylag közel, 5 m távolságban tartózkodhatnak a vonathoz. Ebben az esetben az egy vasúti kocsitól származó lakossági sugárterhelés: 0,66 µSv.

A második eset: amikor a szerelvény áthalad az állomáson megállás nélkül. Ez esetben 30 km/h sebességgel számolunk a maximális 60 km/h helyett, mivel azt is figyelembe vesszük, hogy a hazai vasúti hálózat állapota miatt elképzelhető, hogy lassabb haladásra kényszerül a vonat. A kritikus személyt, aki szintén az állomáson a vonatra várakozik, 5 m távolságban tartózkodik a kocsi külső falától. A vasúti kocsi hossza 26,4 m, így 30 km/h-s sebességgel 3,2 s-ig tart az elhaladása. Ha ezt felszorozzuk a kocsik számával egy szállítás során (9), akkor azt kapjuk, hogy a szerelvény elhaladása közben a lakosság kritikus tagját 1,17 nSv sugárterhelés éri.

15.7.5 KIÉGETT FŰTŐELEM SZÁLLÍTÁSA A KIÉGETT KAZETTÁK ÁTMENETI TÁROLÓJÁBA (KKÁT)

A telephelyen belüli, kiégett fűtőelem C-30-as szállítókonténerrel KKÁT-ba átszállítása során okozott neutron- és gamma- sugárterhelés számítása a lakosságra, a telephelytől különböző távolságokra, valamint a kritikus csámpai lakosságra nézve.

Neutron és gamma forrásként egy átlagosan kiégett (40,9 GWnap/tU) fűtőelem 4 év pihentetési idejű izotópösszetételéből kapott energia szerinti neutron- és foton- számot vesszük figyelembe, amit a 15.7-24. táblázatból olvashatunk ki ([15.3-11] irodalom 7.2. fejezetében).

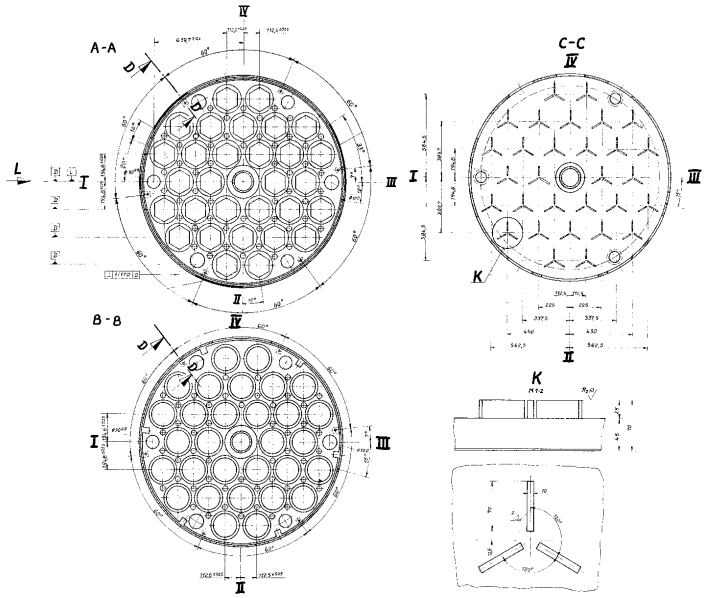
MeV	I_n (n/s)	MeV	I_n (n/s)
0,125	9,83E+02	6,25	5,83E+05
0,375	5,16E+06	6,75	3,9E+05
0,625	6,65E+06	7,25	2,64E+05
0,875	6,0E+06	7,75	1,97E+05
1,13	5,97E+06	8,25	1,05E+05
1,38	5,63E+06	8,75	7,56E+04
1,63	4,89E+06	9,25	3,09E+04
1,88	4,35E+06	9,75	3,21E+04
2,25	7,38E+06	10,3	3,02E+04
2,75	5,58E+06	10,8	2,15E+04
3,25	4,29E+06	11,3	1,3E+04
3,75	3,45E+06	11,8	7,34E+03
4,25	2,13E+06	12,5	1,18E+04
4,75	1,63E+06	13,5	0,0E+00
5,25	1,17E+06	17	0,0E+00
5,75	8,73E+05	Összes	6,69E+07

MeV	I_γ (foton/s)	MeV	I_γ (foton/s)
0,005	7,34E+14	1,55	3,49E+12
0,015	3,62E+14	1,83	1,04E+12
0,035	4,72E+14	2,25	3,31E+12
0,075	2,26E+14	2,75	7,8E+10
0,15	2,0E+14	3,5	9,61E+09
0,25	5,45E+13	4,5	2,3E+06
0,35	4,07E+13	5,75	9,23E+05
0,5	3,95E+14	7,25	1,81E+05
0,7	8,14E+14	9	3,85E+04
0,9	1,53E+14	11	1,99E+03
1,11	2,41E+13	13	0,0E+00
1,33	2,28E+13	Total	3,51E+15

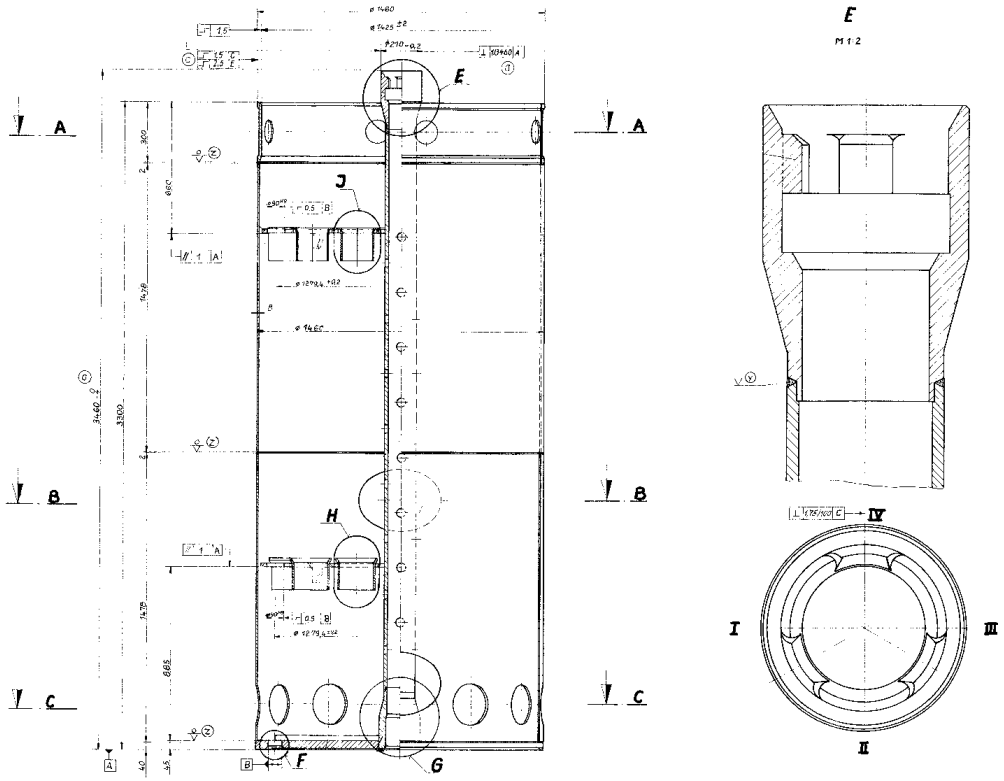
15.7-24. táblázat: 40,9 GWnap/tU kiégetettségű, 3 évig pihentetett fűtőelem bomlásaiból származó energia szerinti neutron- és foton-intenzitása

A modell elkészítéséhez a [15.3-9] és a [15.3-11] irodalmat használtuk fel.

A C-30-as szállítókonténer elrendezését a 15.7-20. ábra és a 15.7-21. ábra mutatja.

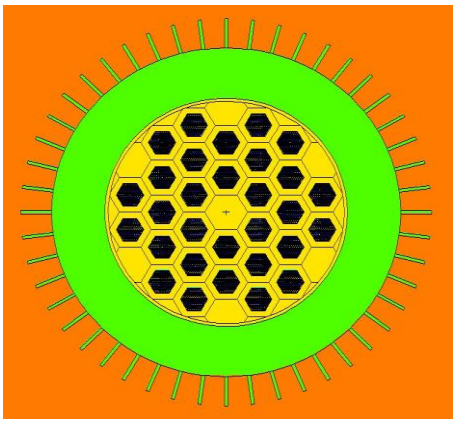


15.7-20. ábra: A C-30-as szállítókonténer (1)



15.7-21. ábra: A C-30-as szállítókonténer (2)

A modell elkészítéséhez tovább vizsgáltuk az irodalmakat, majd a meglévő adatok alapján a 15.7-22. ábra szerinti modellt alkottuk, ahol a narancssárga a levegőt, a citromsárga a vizet, a zöld pedig a tartály acél szerkezetét jelenti. A fűtőelemek a kép mérete miatt feketének látszanak.



15.7-22. ábra: A C-30-as szállítókonténerre alkalmazott modell

Első körben csak a gamma-sugárzás okozta sugárterhelést vizsgáltuk. Az alkalmazott forrás energia spektrumát a fent említett módon készítettük el. Ezekből a15.7-25. táblázat szerinti eredményeket kaptuk.

s(m)	Ḣ (µSv/h)	Δ Ḣ (µSv/h)
1	1,91E+02	1,49%
2	1,16E+02	1,42%
5	3,91E+01	1,59%
10	1,30E+01	1,86%
20	3,62E+00	2,17%
50	5,35E-01	2,49%
100	7,72E-02	2,83%
200	1,33E-02	3,01%
500	4,96E-04	3,60%
1300	1,15E-06	4,60%

15.7-25. táblázat: A C-30-as szállítókonténer külső felületétől mért távolság szerinti számított értékek

A kiégett kazetták szállítása során a neutronforrással ugyanúgy jártunk el, mint a friss fűtőelemnél, hiszen ugyanúgy keletkezhetnek neutronsugárzás hatására gamma-fotonok. Az előzőekhez hasonlóan láthatók az eredmények a 15.7-26. táblázatban.

s(m)	Gamma		Neutron	
	Ḣ (µSv/h)	Δ Ḣ	Ḣ (µSv/h)	Δ Ḣ
1	3,58E-01	0,60%	9,23E+01	0,15%
2	1,95E-01	1,92%	5,27E+01	0,52%
5	6,19E-02	0,72%	1,61E+01	0,20%
10	1,96E-02	0,92%	5,04E+00	0,24%
20	5,29E-03	1,14%	1,32E+00	0,31%
50	7,81E-04	1,40%	1,63E-01	0,43%
100	1,43E-04	2,11%	2,14E-02	0,86%
200	1,64E-04	0,51%	1,45E-03	2,32%
500	1,48E-05	0,60%	3,02E-04	0,65%
1300	1,78E-07	1,41%	1,38E-07	9,75%

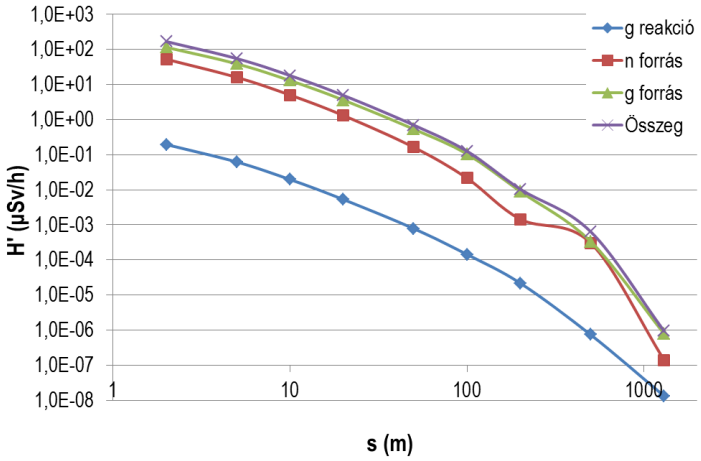
15.7-26. táblázat: A C-30-as szállítókonténer közelében számolt dózisteljesítmény értékek, neutronforrás esetében

Hasonlóan a friss fűtőelemnél itt is összegeztük a három forrásból kapott értékeket, amire a 15.7-27. táblázat szerinti eredményeket kaptuk.

s(m)	$\dot{H}_g$	$\dot{H}_n$
	µSv/h	µSv/h
1	1,91E+02	9,23E+01
2	1,16E+02	5,27E+01
5	3,92E+01	1,61E+01
10	1,30E+01	5,04E+00
20	3,63E+00	1,32E+00
50	5,36E-01	1,63E-01
100	7,73E-02	2,14E-02
200	1,35E-02	1,45E-03
500	5,11E-04	3,02E-04
1300	1,33E-06	1,38E-07

15.7-27. táblázat: A kiégett fűtőelem szállító konténer közelében számolt dózisteljesítmény értékek

A három forrásból, valamint az összegükből származó dózisteljesítmény értékek láthatóak a 15.7-23. ábra, ahol az „n forrás H'$_n$" a neutronforrásból származó, neutronok okozta dózisteljesítményt, a „g reakció H'$_g$" a neutronforrásból származó, fotonok okozta dózisteljesítményt, a „g forrás H'$_g$" a gammaforrásból származó, fotonok okozta dózisteljesítményt, valamint az „Összeg" a három forrásból eredő dózisteljesítményt jelenti.



15.7-23. ábra: A C-30-as konténer körül számolt dózisteljesítmény értékek

Az ábráról, valamint a táblázatos értékekből is kiolvasható, hogy a legnagyobb dózist a gamma-fotonok képesek okozni. Ez annak köszönhető, hogy a kiégett fűtőelemekben még pihentetés után is annyi radioaktív izotóp van jelen a hasadási termékekből, hogy nagy mennyiségben jönnek létre az atommag bomlását kísérő gamma-fotonok, de a nagy áthatolóképességű neutronok sem elhanyagolhatóak az összegzés szempontjából.

Az értékeket összehasonlítottuk a mért értékekkel. A mérések szerint a gamma-dózisteljesítmény értékének maximuma a C-30-as szállítókonténer felületétől 1 m-re 190 µSv/h, míg neutronra 120 µSv/h adódott, vagyis nagyságrendileg megegyeznek az értékek, hiszen a modellünk alkalmazásával 191 µSv/h gamma-, valamint 92,3 µSv/h neutron-dózisteljesítmény értékeket kaptunk a konténer 1 m-es távolságában.

A kritikus lakosságnak (1300 m-re a konténer külső falától) okozott sugárterhelést ebből úgy kaptuk meg, hogy az átrakás idejét 1 órának feltételezve, valamint 480 átszállított kiégett fűtőelemet feltételeztünk egy év alatt, ami maximális értéknek tekinthető. Ebből az okozott sugárterhelés 23,5 pSv-nek adódott.

A KKÁT, illetve a Paksi Atomerőmű biztonsági övezet határa a 246/2011. (XI.24.) Kormányrendelet alapján 500 m-re van a létesítménytől, így semmi nem akadályozza a lakosságot abban, hogy az átszállítások alatt csak 500 m távolságra tartózkodjanak. Ugyanazokat a feltételeket számításba véve azt kaptuk, hogy 13 nSv sugárterhelés éri az ott tartózkodókat. Természetesen egy ez erősen konzervatív becslés, mivel azt feltételezi, hogy minden átrakás pillanatában ugyanaz a lakos tartózkodik ugyanott.

15.7.6 A TELEPHELY TERÜLETÉN ESZKÖZÖK, SUGÁRFORRÁSOK MOZGATÁSA

A feladathoz egy egyszerű modellt készítünk, hiszen a forrást pontforrásnak lehet tekinteni, mivel sugárforrásról, felületükön radionuklidokat tartalmazó eszközökről van szó, aminek hatását a lakosságra tekintve vizsgáljuk.

Ebben az esetben is megvizsgáljuk a sugárterhelést különböző távolságokra, úgymint 5, 10, 20, 50, 100, 200, 500 és 1300 m-re. A sugárzás csak akkor okozhat esetlegesen kimutatható értéket, amikor az eszközt átszállítják a telephely területén belül. A modellt, illetve a forrást úgy alkotjuk meg, hogy a szállítóeszköz védelmének külső falánál 1 µSv/óra (szabad zónabeli érték) dózisteljesítményt adjon.

A modellhez elsőként a forrást kellett meghatározni. Ezt úgy állapítottuk meg, hogy kiszámoltuk, az egyes nuklidokra azt az aktivitást, ami 2 cm acél árnyékolással, a felületétől 10 cm-re 1 µSv/h dózisteljesítményt lehet mérni. A kiválasztott nuklidok listáját a kis-közepes aktivitású radioaktív hulladékok listájából vettük, hiszen ezek fordulhatnak elő. A számolt aktivitás értékeit mutatja a 15.7-28. táblázat.

Nuklid	$A_{számolt}$(Bq)
^{60}Co	4,78E+04
^{137}Cs	1,86E+05
^{95}Nb	1,02E+05
^{51}Cr	5,81E+06
^{54}Mn	1,23E+05
^{58}Co	1,18E+05
^{59}Fe	9,25E+04
^{95}Zr	1,12E+05
^{110m}Ag	4,19E+04
^{124}Sb	7,28E+04
^{134}Cs	6,15E+04
^{65}Zn	2,22E+05
^{94}Nb	5,87E+04

15.7-28. táblázat: Az felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszközök lehetséges nuklidjai és a hozzátartozó aktivitások

Ezek alapján 2 cm acél árnyékolással készítettük el a modellünket. Az ezekből kapott dózisteljesítmény értékek a következők lettek (15.7-29. táblázat - 15.7-32. táblázat):

s(m)	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$
	^{60}Co		^{137}Cs		^{95}Nb		^{51}Cr	
	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%
2	3,07E-03	0,11	2,66E-03	0,12	2,01E-03	0,06	3,53E-03	0,07
5	4,78E-04	0,11	4,15E-04	0,12	3,14E-04	0,06	5,54E-04	0,07
10	1,17E-04	0,12	1,02E-04	0,13	7,71E-05	0,06	1,37E-04	0,08
20	2,85E-05	0,12	2,49E-05	0,14	1,88E-05	0,07	3,41E-05	0,08
50	4,20E-06	0,13	3,69E-06	0,16	2,78E-06	0,08	5,18E-06	0,10
100	8,98E-07	0,16	7,79E-07	0,19	5,88E-07	0,09	1,10E-06	0,12
200	1,53E-07	0,21	1,22E-07	0,26	9,40E-08	0,13	1,60E-07	0,18
500	5,33E-09	0,49	2,65E-09	0,78	2,27E-09	0,35	1,95E-09	0,65
1300	5,91E-12	5,88	5,00E-13	19,43	5,54E-13	8,11	2,81E-14	49,48

15.7-29. táblázat felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény értékek

s(m)	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$
	^{54}Mn		^{58}Co		^{59}Fe		^{95}Zr	
	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%
2	2,67E-03	0,05	2,46E-03	0,05	2,81E-03	0,05	2,10E-03	0,04
5	4,15E-04	0,05	3,83E-04	0,05	4,36E-04	0,05	3,27E-04	0,04
10	1,02E-04	0,05	9,41E-05	0,06	1,07E-04	0,05	8,03E-05	0,04
20	2,49E-05	0,06	2,29E-05	0,06	2,60E-05	0,05	1,96E-05	0,04
50	3,67E-06	0,07	3,39E-06	0,07	3,84E-06	0,06	2,90E-06	0,05
100	7,77E-07	0,08	7,16E-07	0,08	8,20E-07	0,07	6,12E-07	0,06
200	1,25E-07	0,11	1,15E-07	0,11	1,38E-07	0,09	9,71E-08	0,08
500	3,25E-09	0,29	2,92E-09	0,30	4,61E-09	0,23	2,30E-09	0,22
1300	1,20E-12	5,68	9,83E-13	5,59	4,60E-12	2,97	5,72E-13	4,71

15.7-30. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek

s(m)	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$	$\dot{H}$	$\Delta\dot{H}$
	^{110m}Ag		^{124}Sb		^{134}Cs		^{65}Zn	
	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%	µSv/h	%
2	2,88E-03	0,04	3,08E-03	0,04	3,31E-03	0,04	3,25E-03	0,04
5	4,48E-04	0,04	4,79E-04	0,04	5,15E-04	0,04	5,05E-04	0,04
10	1,10E-04	0,04	1,18E-04	0,04	1,27E-04	0,04	1,24E-04	0,04
20	2,68E-05	0,04	2,87E-05	0,04	3,09E-05	0,04	3,02E-05	0,04
50	3,96E-06	0,05	4,25E-06	0,05	4,57E-06	0,05	4,45E-06	0,04
100	8,40E-07	0,06	9,09E-07	0,06	9,66E-07	0,06	9,47E-07	0,05
200	1,37E-07	0,08	1,52E-07	0,08	1,53E-07	0,08	1,58E-07	0,07
500	3,81E-09	0,20	5,17E-09	0,20	3,57E-09	0,23	5,05E-09	0,17
1300	2,61E-12	3,05	9,35E-12	3,05	8,62E-13	5,37	4,15E-12	2,17

15.7-31. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek

s(m)	$\dot{H}$	$\Delta \dot{H}$
	^{94}Nb	
	µSv/h	%
2	2,36E-03	0,04
5	3,68E-04	0,04
10	9,04E-05	0,04
20	2,20E-05	0,04
50	3,25E-06	0,05
100	6,88E-07	0,06
200	1,10E-07	0,08
500	2,75E-09	0,21
1300	8,86E-13	4,26

15.7-32. táblázat: A felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz mozgatása során okozott dózisteljesítmény-értékek

Az így kapott értékekből azt lehet megállapítani, hogy a legnagyobb dózisteljesítmény érték a Co-60 izotópnál van, így a következtetéseket erre az értékre tesszük.

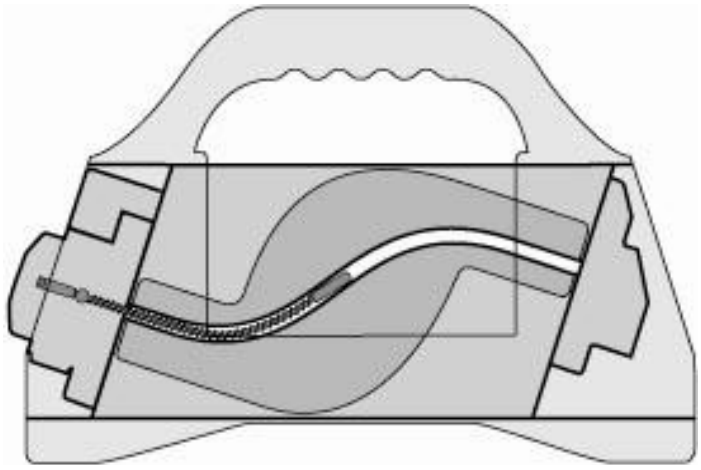
Co-60-nál 500 m-re 5,33E-09 µSv/h dózisteljesítmény érték adódik. Ez azt jelenti, hogy kb. 21 év kellene ahhoz, hogy a felületükön radioaktív anyagot tartalmazó eszköz 1 nSv sugárterhelést tudjon okozni.

15.7.7 IPARI RADIOGRÁFIÁS VIZSGÁLATOK

Az ipari radiográfiás vizsgálatok során nagy aktivitású sugárforrásokat használnak a különböző radiográfiai vizsgálatokra s általában két helyzetben vannak a források:

a) Szállítás és a vizsgálathoz való elhelyezés alatt, amikor a sugárforrás a saját árnyékoló munkatartójában van.

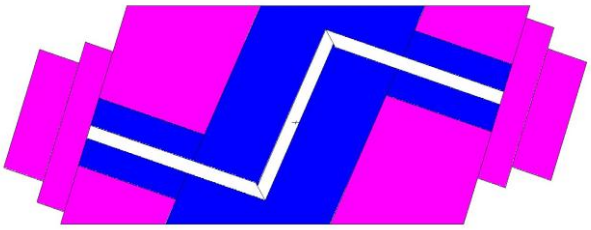
Ekkor egy szegényített uránból készített tokba van elhelyezve a forrás, ami egy „S" alakú csövön keresztül megy be. Ez sugárvédelem szempontból fontos. A modell tervezéséhez egy Sentinel gyártmányú, 880 típusú radiográfiás vizsgáló eszközt vettünk alapul [15.3-12]. Az elrendezés sematikus ábráját az 15.7-24. ábra mutatja.



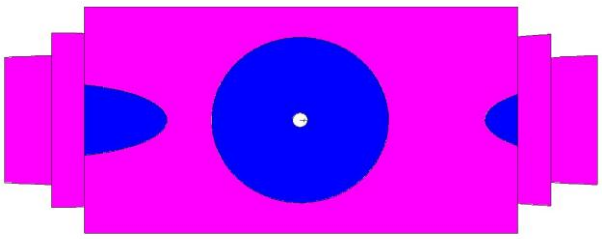
15.7-24. ábra: Sentinel gyártmányú, 880 típusú radiográfiás vizsgáló eszköz

A számításhoz használt modellt kisebb egyszerűsítésekkel készítettük el. A modellben az „S"-alakú szegényített uránból készült védelmet egy hengerrel helyettesítettük. Ezt azért tehettük meg, mivel a közelítésünkkel kevesebb szegényített urán védelem van így jelen, így ez egy felülbecsült értéknek számít. A

használt modellt a következő ábrákon mutatjuk be (a 15.7-25. ábra és a 15.7-26. ábra), ahol a kék szín a szegényített urán árnyékolást, míg a lila az acél árnyékolást jelenti.



15.7-25. ábra: A radiográfiás vizsgálat számításaira használt modell függőleges metszete



15.7-26. ábra: A radiográfiás vizsgálat számításaira használt modell vízszintes metszete

A számításhoz a különböző sugárforrások gamma-foton energiái közül a jelentősebbeket vettük figyelembe. Ezeket az energiákat és arányukat olvashatjuk ki a 15.7-33. táblázatból.

^{192}Ir	
E (keV)	**Intenzitás (%)**
612,47	5,31
604,41	8,23
588,58	4,52
484,58	3,18
468,07	47,83
316,51	82,81
308,46	30,00
295,96	28,67
205,80	3,30

^{75}Se	
E (keV)	**Intenzitás (%)**
400,66	11,47
303,92	1,32
279,54	24,99
264,66	58,90
198,61	1,48
136,00	58,30
121,12	17,20
967,30	3,42
660,50	1,11

^{60}Co	
E (keV)	**Intenzitás (%)**
1332,50	1,00
1173,24	1,00

15.7-33. táblázat: A radiográfiás vizsgálathoz használt források

Az így kapott eredményeket a következő táblázat (15.7-34. táblázat) tartalmazza.

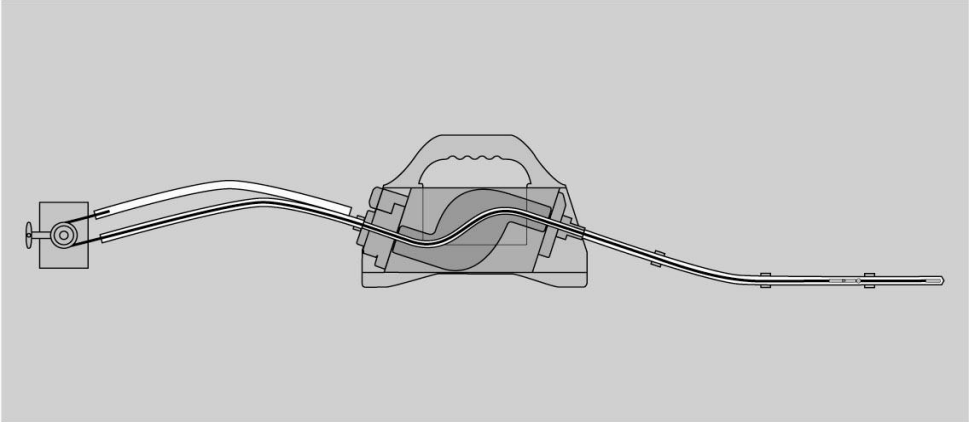
s(m)	**$\dot{H}$ (µSv/h) Izotóp, aktivitás**					
	^{192}Ir		**^{75}Se**		**^{60}Co**	
	5 TBq		**5 TBq**		**2,4 GBq**	
2	4,48E-01	4,40%	1,79E+01	1,17%	9,90E+01	2,38E+00
5	8,03E-02	3,61%	3,32E+00	0,92%	1,82E+01	4,38E-01
10	1,91E-02	3,91%	7,82E-01	1,01%	4,27E+00	1,02E-01
20	5,54E-03	3,83%	2,09E-01	1,04%	1,15E+00	2,75E-02
50	7,92E-04	5,06%	3,11E-02	1,35%	1,70E-01	4,09E-03
100	1,20E-04	8,57%	5,68E-03	2,07%	3,28E-02	7,87E-04

15.7-34. táblázat: A radiográfiás vizsgálóeszköz körüli dózisteljesítmény

A vizsgálatokat két csoportra bonthatjuk. Az egyik, amikor a telephelyen kívül végzik a vizsgálatokat, a másik pedig, amikor belül. Ha a telephelyen kívül végzik, akkor akár 50 m-re is tartózkodhat a lakosság a mérés előkészítése során, így erre a távolságra határozzuk meg a dózist. Az előkészület során az 5 TBq-es Se-75-től származik a legnagyobb dózisteljesítmény. Egy ilyen vizsgálat előkészületei akár több órát is igénybe vehet, ezért mi átlagként 3 órával számolunk. A vizsgálatok előkészületéből származó, 50 m-re lévő sugárterhelés így 0,093 µSv-nek adódik.

b) Vizsgálat alatt, amikor a sugárforrás védelem nélkül tartózkodik a környezetben.

Mivel nagy aktivitású forrásokról van szó, ezért fontos megvizsgálni a lakosság sugárterhelését még akkor is, ha a forrás csak minimális időt tölt el védelem nélkül. Ezt az értéket az is befolyásolja, hogy a lakosság esetlegesen közelebb lehet a forráshoz, hiszen ilyen vizsgálatokat nem feltétlen a telephelyen hajtanak végre. Az előzőleg bemutatott eszközből a forrás egy külső csövön keresztül kihúzható. Ekkor a forrás védelem nélkül van a környezetben. Az elrendezést sematikusan a 15.7-27. ábra mutatja.



15.7-27. ábra A radiográfiás vizsgáló eszköz sematikus ábrája a vizsgálat közben

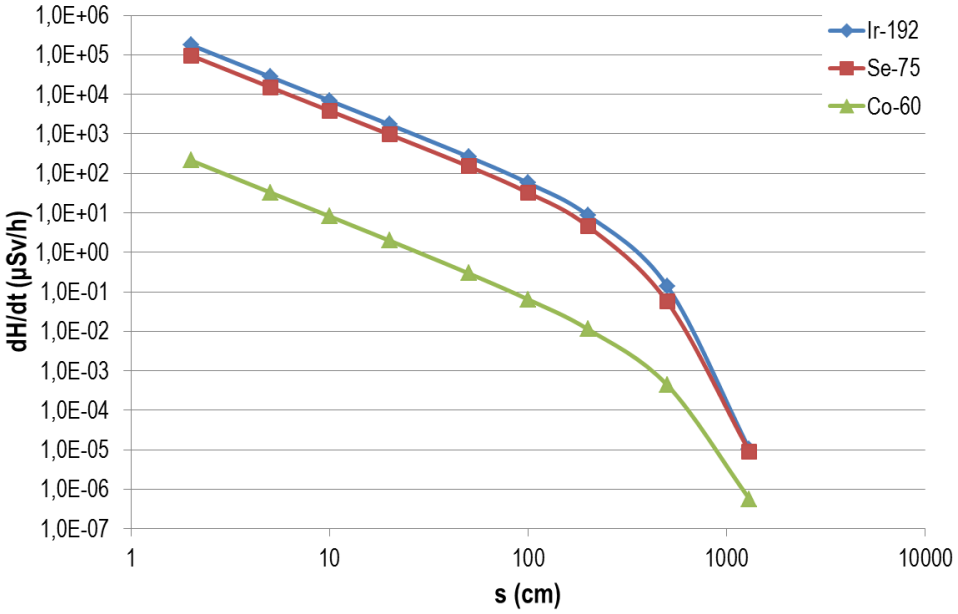
A modellünket úgy közelítjük, hogy a forrást pontforrásnak tekintjük, amit védelem nélkül helyezünk a környezetbe.

A számításokat így végezzük el a kritikus lakosságra nézve 2, 5, 10, 20, 50, 100, 200, 500 és 1300 m-re. Az eredményeket a 15.7-35. táblázat tartalmazza.

s(m)	Ḣ (µSv/h) Izotóp, aktivitás					
	^{192}Ir		^{75}Se		^{60}Co	
	5 TBq		5 TBq		2,4 GBq	
2	1,78E+05	0,01%	9,63E+04	0,01%	2,12E+02	0,03%
5	2,79E+04	0,01%	1,52E+04	0,01%	3,29E+01	0,04%
10	6,92E+03	0,01%	3,81E+03	0,01%	8,08E+00	0,04%
20	1,72E+03	0,01%	9,59E+02	0,01%	1,97E+00	0,04%
50	2,62E+02	0,02%	1,50E+02	0,02%	2,92E-01	0,04%
100	5,65E+01	0,02%	3,21E+01	0,02%	6,34E-02	0,05%
200	8,59E+00	0,03%	4,52E+00	0,03%	1,12E-02	0,07%
500	1,39E-01	0,11%	5,59E-02	0,13%	4,37E-04	0,16%
1300	1,01E-05	4,73%	8,81E-06	4,90%	5,61E-07	1,69%

15.7-35. táblázat: A radiográfiás vizsgálat közbeni dózisteljesítmények a használt sugárforrástól függően

Az eredményeket a következő ábrán láthatjuk (15.7-28. ábra).



15.7-28. ábra: A radiográfiás vizsgálatok során kapott dózisteljesítmény értékek

Ebben az esetben a kritikus lakosságot nem az 1300 m-re élőket tekintjük, mivel a vizsgálatot nem csak a telephelyen végezhetik. Előfordulhat, hogy a telephelyen kívül kell a mérést végrehajtani. Ebben az esetben akár 200 m-re is tartózkodhat a lakosság. Egy év során jelenleg az üzemi területen kívül kb. 430 db felvétel készül 1 TBq kezdeti aktivitású Ir-192, valamint 3 TBq kezdeti aktivitású Se-75 sugárforrásokkal.

Ha ezeket az adatokat beszorozzuk az egyes forrásoktól mért dózisteljesítmény értékével és a mérés idejét maximum 5 percnek feltételezve a következőket kaphatjuk:

Izotóp	Dózis/vizsgálat
^{192}Ir	0,14 µSv
^{75}Se	0,23 µSv

Ehhez még hozzáadódhat a telephelyen végzett műveletek sugárterhelése. Ebben az esetben 1300 m-re, illetve 500 m-re kell a számításokat elvégezni. Azt feltételezve, hogy az előbb említett sugárforrásokkal kb. 2200 vizsgálatot végeznek, azt kapjuk, hogy 0,67 nSv, illetve 5,62 µSv sugárterhelést okoz.

A számított dózisteljesítmény értékeket összehasonlítva mért értékekkel, azt kaptuk, hogy nagyságrendileg megegyeznek. Az eltérés abból eredhet, hogy a két típusú munkatartó árnyékolása nem egyezik meg teljes mértékben. Intézetünk 2011-ben egy GammaMat gyártmányú, Hybrid típusú, szintén szegényített urán árnyékolású munkatartót mért be, mely során a munkatartótól 1 m távolságban átlagosan 1,6 µSv/h dózisteljesítmény volt mérhető, miközben a munkatartóban 1,54 TBq aktivitású Ir-192 sugárforrás volt. Ha ezt arányosítjuk az 5 TBq nagyságú aktivitásra, valamint a távolságnégyzetével arányosan beszorozzuk 2 m-re, akkor 1,3 µSv/h dózisteljesítményt kapunk. Az általunk kapott eredmény 0,45 µSv/h lett. Az eltérés a munkatartók árnyékolásának különbségéből adódik, ugyanis az általunk vizsgált munkatartó maximálisan 5,55 TBq aktivitású Ir-192 sugárforrással tölthető be.

A mérés közbeni értékeket szintén össze lehet hasonlítani a munkatartó dokumentumában [15.3-12] megadott értékekkel, melyből azt kapjuk, hogy a számításunk helyes volt, hiszen közel azonos értékeket kaptunk.

15.8 ÖSSZEGZÉS

A modellezés során kapott lakossági sugárterhelések éves szintje minden esetben nagyságrendekkel a dóziskorlátozási (1 mSv), illetve a dózismegszorítási szint (100 µSv a PAE+KKÁT létesítményekre) alatt voltak olyan konzervatív feltételezések mellett is, amelyek a valóságban nagyon kis valószínűséggel fordulhatnak elő. A számított sugárterhelési értékek nSv/év nagyságrendbe estek, így ha azt feltételezzük, hogy minden hatást egy személy szenvedi el, akkor is legrosszabb esetben a sugárterhelése a µSv/év nagyságrendet éri el, ami több nagyságrenddel a szabályozásban meghatározott érték alatt marad. Ekkora mértékű éves sugárterhelés változást mérésekkel gyakorlatilag nem lehet igazolni, így a továbbiakban is a modellezésekre, számításokra kell hagyatkoznunk.

15.9 HIVATKOZÁSI JEGYZÉK

[15.2-1] Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP PUBLICATION 116, ELSEVIER, 2010

[15.3-1] IAEA, Safety Series No. 57 (SS57), 1982

[15.3.-2] IAEA, Safety Reports Series No. 19 (SRS19), 2001

[15.3-3] External exposure to radionuclides in air, water and soil (Federal Guidance Report No. 12, EPA-402-R-93-081, 1993)

[15.3-4] A táplálékfogyasztási jellemzők felmérése Bátaapáti térségében (kérdőíves felmérés (OSSKI, Budapest, 1999)

[15.3-5] KDV KTVF Laboratórium (2008-2010, Duna, Nagytétény)

[15.3-6] A Paks telephelyen létesítendő új atomerőműi blokkok dózismegszorításának megalapozása (SOM(R) 435/1 Rev.2, 2011.08.12)

[15.3-7] Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60, ICRP PUBLICATION 119, ELSEVIER, 2012

[15.3-8] Los Alamos National Laboratory, MCNP — A General Monte Carlo N-ParticleTransportCode, Version 5, April 24, 2003 (Revised 2/1/2008)

[15.3-9] Paksi Atomerőmű Zrt., Végleges Biztonsági Jelentés 2007.

[15.3-10] Takács Tamás, Baksay Attila, Juhász László, Az NRHT üzemviteli fázisára vonatkozó radiológiai kockázatok elemzése, Radioaktív Hulladékokat Kezelő Kft., 2010.október

[15.3-11] Radioaktív Hulladékokat Kezelő Kft., KKÁT Végleges Biztonsági Jelentés, 2009.

[15.3-12] QSA Global Incorporation, Sentinel 880 Operating and MaintenanceManual, May 2007.

[15.3-13] HAKSER '93 - 2. Melléklet: A légköri terjedés számítása, 1993

[15.3-14] Generic models and parameters for assessing the environmental transfer of radionuclides from routine releases. Exposures of critical groups. Safety Series No. 57, Procedures and data. IAEA, Vienna, 1982

[15.3-15] Varga-Haszonits Zoltán: Agrometeorológiai információk és hasznosításuk. Mezőgazdasági Kiadó, Budapest, 1987

[15.3-16] M. I. Sheppard, D. H. Thibault: Default soil solid/liquid partition coefficients, Kds, for four major soil types: a compendium. Health Physics Vol 59, No 4 (October), pp 471-482, 1990