

SUGÁRVÉDELEM

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

**III. Évfolyam 1. szám
2010**

BUDAPEST

HU ISSN 2060-2391

Kiadó: az Eötvös Loránd Fizikai Társulat Sugárvédelmi Szakcsoportja

Kiadásért felelős: Solymosi József a Szakcsoport elnöke

Web megjelenés: Vincze Árpád

A szerkesztőbizottság elnöke:

Fehér István

A szerkesztőbizottság tagjai:

Bujtás Tibor,

Andrási Andor,

Ballay László,

Csige István,

Deme Sándor,

Déri Zsolt,

Fehér Ákos,

Kerekes Andor,

Pellet Sándor,

Vincze Árpád,

Zagyvai Péter

A szerkesztőség elérhetősége:

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

e-mail: szerkesztoseg@sugarvedelem.hu

HU ISSN 2060-2391

A fúziós atomerőmű védőközegeiben keletkező fotonukleáris folyamatok és azok sugárvédelmi aspektusai

Veres Árpád

MTA Izotópkutató Intézet, H-1525 Budapest, P.O.B. 77

e-mail: veres@iki.kfki.hu

A kézirat beérkezett: 2010.01.25., közlésre elfogadva: 2010.02.22.

Title – Photonuclear processes produced by shields of fusion power plants and its radiation safety aspects

Abstract – A major effort is underway around the world directed to the control and application of thermonuclear processes. The primary motivation is the production of clean, cheap power in controlled thermonuclear power plants. The deuterium-tritium (DT) fusion process appears to be the most promising for this purpose. The intent of this paper is to point out that the major personnel shielding problems in the use of intense DT reactions might be associated with the primary and secondary hard γ -rays rather than with the 14.1 MeV neutrons produced in the blanket materials. In addition to the 14.1 MeV neutron produced in the DT reaction, 16.7 MeV γ -rays are also produced with a small probability. The primary problem is not the γ -rays themselves, but rather the photo neutrons which they produce.

Keywords – DT fusion, thermonuclear process, laser driven fusion power plants, magnetic and inertial confinement, photo neutrons

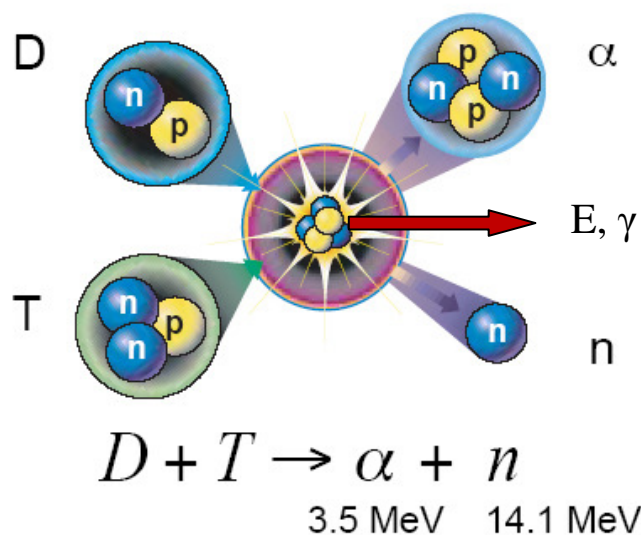
Kivonat - A világon igen nagy anyagi és szellemi erőfeszítéssel folynak kísérletek a könnyű atommagok termonukleáris folyamatainak atomerőműi alkalmazására. Elsődleges motiváció, a tisztább és olcsóbb energia előállítása szabályozott termonukleáris atomerőművekben. Erre a célra a deutérium-trícium (DT) reakció tűnik a legmegfelelőbbnek. A cél rámutatni, hogy az intenzív DT reakciók alapvető személyi sugárvédelmi problémái, főleg a fúzió köpeny anyagában keletkező primer és szekunder kemény γ -sugárzásokhoz kapcsolhatók és kevésbé a fúzió 14,1 MeV-s neutronjaihoz. Ráadásul a DT reakcióban a 14.1 MeV neutron mellett, kis valószínűséggel 16,7 MeV-s γ kvantumok is keletkeznek. Azonban elsődleges problémát nem ezek jelentik, hanem az általuk keltett foto-neutronok.

Kulcsszavak – DT fúzió, termonukleáris folyamat, lézerrel hajtott fúziós erőművek, mágneses bezárás és inerciális bezárás, foto-neutronok

BEVEZETÉS

Az atomerőműi villamos-energia termelés nagymennyiségű veszélyes nukleáris hulladék keletkezésével jár. Ha a maghasadással működő atomerőművek csak a mai szintnek (16 %) megfelelő arányban veszik ki részüket a világ villamos-energia előállításából, akkor is 2015 évre, várhatóan több mint 250 ezer tonna kiégett fűtőelem (benne hosszú életű aktinoida, hasadási termék és 2000 tonna plutónium) nukleáris hulladék keletkezik. Ennek a veszélyes hulladéknak a transzmutációval történő jelentős csökkentésére, gyorsítóval (spallációs neutronforrással) hajtott szubkritikus atomerőműi fejlesztések folynak világszerte.

A másik nukleáris energiatermelő módszer, amellyel szintén igen nagy anyagi és szellemi erőfeszítéssel folynak kísérletek a könnyű atommagok fúziós, (termonukleáris) folyamatainak atomerőműi alkalmazása. Itt az elsődleges motiváció, a tisztább és olcsóbb energia előállítás szabályozott termonukleáris atomerőművekben. Jelen munka célja a deutérium-trícium (DT) fúzióját követő effektusok várható hatásainak vizsgálata, a sugárvédelmi teendők optimális szempontjainak a kialakításához szükséges teendők meghatározása. Az 1. ábrán szemléltetjük a fúzió folyamán lejátszódó alapvető folyamatokat.



1. ábra. A deutérium-trícium fúzió szemléltetése. Középpontban, a fúzióban létrejött ${}^5\text{He}$ 17,6 MeV gerjesztett állapotban van, amelyből $\alpha + n$ emisszióval és E energia kibocsátással bomlik, de igen kis (2×10^{-5}) gyakorisággal 16,7 MeV energiájú γ -kvantum emisszió is [1] létre jöhet, s ekkor az ${}^5\text{He}$ alapállapotáról történik a neutron kibocsátás és a 0,9 MeV energiával mélyebben fekvő ${}^4\text{He}$ keletkezik, (lásd 4. ábrán a nívósémát).

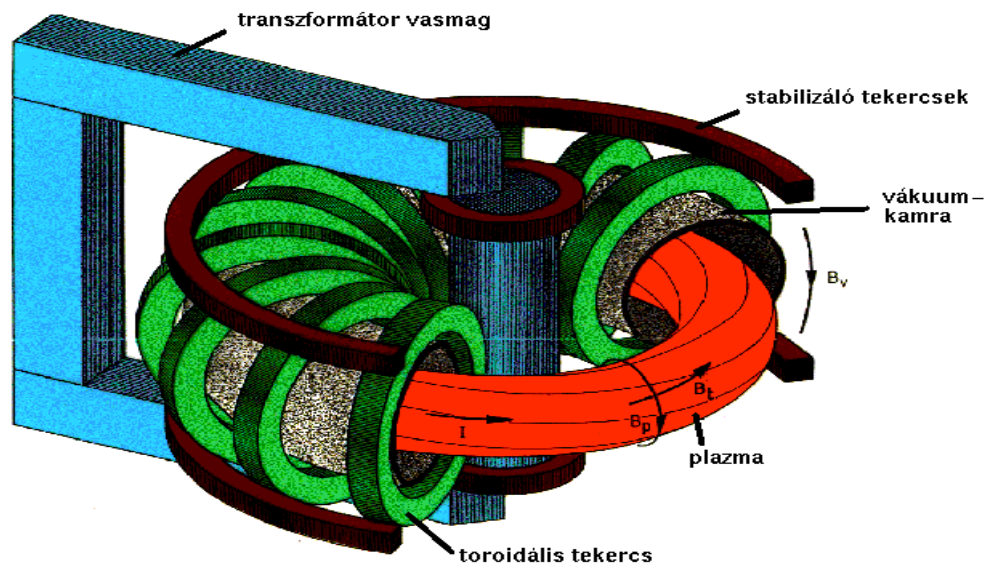
Mielőtt rátérnénk a DT reakcióból eredő másodlagos foto-nukleárisfolyamatok hatásainak tanulmányozására, tekintsük át a fúziós erőmű kifejlesztésére tett fontosabb erőfeszítéseket. A sugárvédelmi számításoknál ugyanis ezekre a paraméterekre is támaszkodunk.

I. FÚZIÓ LÉTREHOZÁSÁRA VÉGZETT FŐBB FEJLESZTÉSI MÓDSZEREK ÉS BERENDEZÉSEK

Az atommagok fúziójához le kell győzni a pozitív protonok tasztító erejét (Coulomb gát), $E_{\text{Coulomb}} = 3 \times k_B \times T/2$, ahol k_B a Boltzmann állandó. Könnyű magok, így a deutérium és trícium esetében az optimális érték 13,6 keV, ami ~ 158 millió K° hőmérsékletnek felel meg. Tehát a reakció létrejöttéhez a DT keveréket plazma állapotba kell hozni (nagy sűrűség és több millió hőfok), amelyben a részecskék mozgási energiája lényegesen nagyobb, mint az elektronok kötési energiája, ezért az állapotban nem lesznek sem atomok, sem molekulák, hanem csak atommagok és elektronok keverékéből áll a plazma. Ilyen plazmaállapot kialakulására jelenleg három bezárási (confinement) módszer ismert. Az egyik a Gravitációs bezárás, amely csak asztrofizikai környezetben fordul elő. A másik a Mágneses bezárás és a harmadik az Inerciális bezárás. A két utóbbi módszer alapvető eltérését szemléltetjük röviden.

I.1. Mágneses bezárás

A mágneses bezárásnál külső mágneses tér tartja egyben, nyomja össze a deutérium-trícium keveréket és fűti fel a plazmát a fúzióhoz szükséges hőmérsékletre. Azonban ez a külső mágneses tér gátolja azt a plazmában jelen levő belső Lorentz mágneses-térerőt, amely részt vesz a forró plazma kialakulásában. Ezért a plazma elérhető részecskesűrűsége igen kicsi: 10^{18} - 10^{22} m⁻³, a lineáris mérete, pedig nagyon nagy: 0,1-10 m (2. ábra).



FORSCHUNGSZENTRUM JÜLICH GmbH



2. ábra. A tokamak reaktor fontosabb részei: plazma, toroidális tekercs, vákuumkamra transzformátor vasmag [2].

A külső mágneses tér gátló hatásának csökkentésére, az elmúlt több mint négy évtized alatt, óriási kutatás-fejlesztési kísérleteket folytattak a világ számos nagy berendezésén. A hatvanas években kifejlesztett tokamak mellett, további a mágneses bezárású fúzióhoz szükséges körülmények kialakítását vizsgáló berendezések még az alábbiak:

JET (European) | JT-60 | Large Helical Device (Japan) | KSTAK (Korea) | EAST (China) | T-15 (Russia) | Tore Setupra (France) | DIII-D | TFTR | NSTX | ULCEAT | Alcator C-Mod | LDX (all USA) | H-INF (Australia) | MSAT | START (UK) | ASDEX Upgrade (Germany) | TCV (Switzerland).

Az eddigi legsikeresebb mágneses bezárású fúziós berendezés-típusnak a tokamak [2] bizonyult. Ez egy tórusz alakú, mindenhol azonos keresztmetszetű plazma, erős (5 kA-5 MA) toroidális irányú plazmaárammal. A helikális mágneses térszerkezetet a plazmagyűrűben, körben folyó árammal állítják elő. Ezek közül is a JET (Joint European Torus) elnevezésű konfiguráció jutott legközelebb a gyakorlati hasznosításhoz.

2005. június 28-án jelentették be, hogy Cadarache-ban (dél-franciaország) építik meg az ITER-t (International Thermonuclear Experimental Reactor), a világ legnagyobb mágneses fúziós berendezését. Elkészültek az ITER mérnöki tervei (1998), de a megépítésének elkezdését a becsült 10 milliárd dolláros költség miatt 2008-ra halasztották. Résztvevő országok: EU (benne 7 magyar int. 21 fő), Japán, Kína, Orosz, USA, és Dél-Korea.

A berendezés alapadatai: 500 MW fúziós teljesítmény; 500-1000 s hosszú impulzusok. Elektromos energiát nem fog termelni, és tríciumból sem lesz önfenntartó. A fűtési teljesítmény 60 %-ának ($Q = 0.6$) megfelelő fúziós teljesítményt érnek el a DT plazmában. A különböző trícium-termelési eljárásokat, és az alfa-részecskék plazmafűtő hatását tesztelhetik vele (DEMO).

1.2. Inerciális bezárás

Az inerciális bezárási módszernél a DT keveréket tartalmazó, néhány mm átmérőjű, golyócskát lézernyalábok nyomják össze néhány μm átmérőre és fűtik fel, majd gyújtják be. Itt semmi sem gátolja a plazma kialakulását. A plazmabezárás ideje azonos a részecske tehetetlenségi (inercia) idejével, innen az elnevezés is. Ezért a részecskesűrűség nagyon nagy: 10^{31} - 10^{33} m^{-3} és a lineáris méret, pedig igen kicsiny: 1-100 μm (3. ábra). Az inerciális bezárású fúziós lézerek erőműi használata a néhány joule energiától a több-tíz kilo joule energia előállításáig az 1980-as évek elejétől gyorsan fejlődtek. Itt jegyezzük meg, hogy két felfedezés forradalmasította a fény-lézerek alkalmazhatóságát:

- Az egyik felfedezés (1974), lézernyáláb fókuszálása plazmába [3], ami a gyorsítótér gradiensének a nagymértékű növekedését eredményezte.
- A másik (1994), a lézerimpulzus időtartamának nyújtása majd összenyomása, „csörpölése” [4, 5], ami csökkenti GW/cm^2 intenzitásoknál a drága erősítőoptika súlyos károsodását.

Ezek alapján számos nagyberendezést fejlesztettek ki, közöttük az USA National Ignition Facility (NIF) ultra nagy lézere [6]. A berendezés feladata fúziós energia kísérletek végzése volt. Inerciális bezárást használtak az extrém nagy sűrűség ($1000 \text{ g}/\text{cm}^3$) DT keverék előállítására. A target kamra centrumába helyezett kapszula (3. ábra) felfűtéséhez ion és nehézion nyálábot is használtak, a gyújtást lézernyalábbal végezték.

A target kamra átmérője 10 méter, 192 összenyomó lézerrel. Mindegyik lézernyaláb 305 méter hosszú, a gyújtó lézer 500 TW. A programot 2002-ben indították, gyújtási terv 2010 év. Tervezett költség 2,2 milliárd Euro.



3. ábra. Zártcsatolású, nehéz ion indirekt gyújtású target koncepció (IFE tervezés, LLNL). A kapszula (hohlraum) hossza 20 mm és az átlagos átmérője ~5 mm. A központba helyezett fűtőelem gömböcske

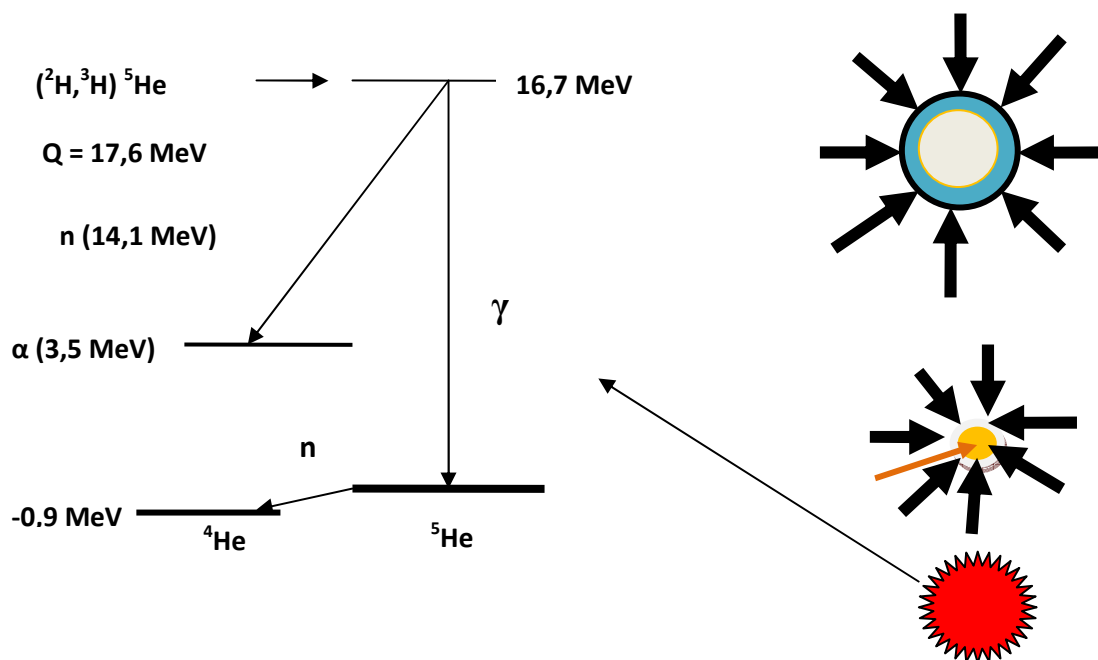
átmérője ~ 4.7 mm és a 0.2 mm vastag brómmal doppolt berillium gömbhéjon belül van a 0,32 mm vastag DT jégréteg (lásd 4. ábra).

További inerciális bezárású berendezések, amelyekből, évtizedes tapasztalatok alapján, a világon több mint 16 nagyberendezést teszteltek:

NIF | OMEGA | Novette laser | NIKE laser | Argus laser | Ciclop laser | Janus laser | Long path laser | 4p laser | Vulcan laser (all USA) | LMJ | Luli2000 (France) | Gekko XII (Japan) | ISKRA lasers (Russia) | Asterix IV laser (Czeh Republik). Non laser driven: Z-machine | PACER (USA).

Ezek a berendezések is számos, itt nem említett paraméter tesztelése folyt. Így a lézerrel hajtott inerciális erőmű működésére szolgáló DT keverék fúziójára több indirekt és direkt módszert dolgoztak ki. Az indirekt módszernél a kapszulába (hohlraum) helyezik a nagy nyomású DT keveréket tartalmazó gömböcskét (3. ábra) és ionnyalábbal fűtik fel a plazmahőmérsékletre.

A direkt módszer esetében a kapszula nélküli gömböcskéket lézernyalábokkal nyomják össze, felfűtve azt több tízmillió fokra és gyújtó lézer indítja a fúziót. A fúzió folyamatát és a keletkező ^5He bomlássémáját a 4. ábrán szemléltetjük.



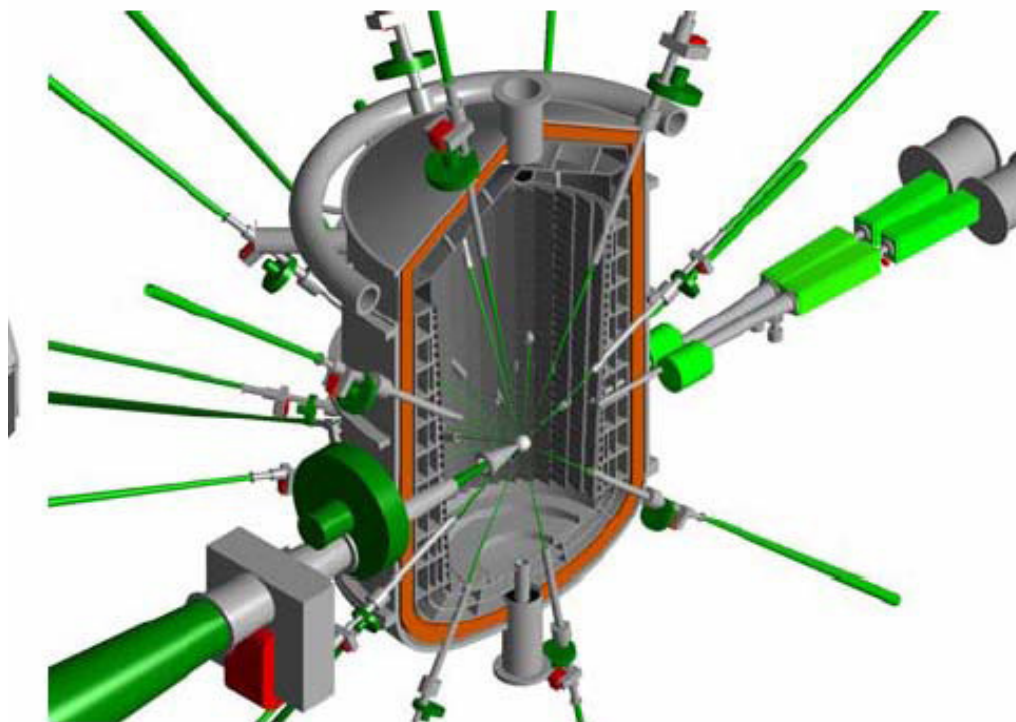
4. ábra. A DT reakcióban keletkező, gerjesztett ^5He bomlási sémája a baloldalon látható. A ~2 mm átmérőjű gömböcskében, 20 K°fokra hűtött, DT keverék (kék körgyűrű) van. Az összenyomás (~1 $\mu\text{m-re}$), gyújtás és robbanás folyamat rendkívül rövid idő (ns-ps) alatt megy végbe. Az összenyomó lézerek a vastag fekete nyilak, a gyújtólézer barna nyíl, a robbanást piros sűrűn fogazott gömbcsillag reprezentálja.

A 14,1 MeV neutron és 16,7 MeV γ -átmeneti gyakorisága között, mint említettük, igen nagy különbség van: ($\Gamma_\gamma/\Gamma_n = 2 \times 10^{-5}$). Jelenlegi becslések szerint, a direkt gyorsgyújtásos módszerrel, lézerrel hajtott fúziós atomerőművek 10-15 éven belül megjelenhetnek. Az eddigi fejlesztések során a fő hangsúlyt az energiatermelés hatásfokának növelésére helyezték. Kevesebb figyelmet kaptak viszont a másodrendű effektusok és sugárvédelmi kockázatainak az elemzése. A hűtőközegben lejátszódó másodlagos folyamatok hatásainak figyelemmel kísérése tehát alaposabb sugárvédelmi elemzéseket is igényel.

Attól, hogy napjainkban a NIF elérheti azt a pillanatot, amikor a fúziógyújtással több energiát állítanak elő, mint amennyi a gyújtáshoz kell, a kereskedelmi erőműfejlesztéseknek a felgyorsulása várható. Ehhez az 50 év során a kutatási eredményekben felhalmozódott tapasztalatok is hozzájárultak, melyek zömét alkalmazták a direkt gyújtások kidolgozásánál is.

Sikerült bemutatni, hogy a fúzióhoz szükséges lézerenergiában jelentős megtakarítás érhető el az úgynevezett „gyors gyújtás” technikával, amelynek egyik előnye, hogy a gömböcske összenyomásához kisenergiájú lézernyalábokat használtak. Ezzel az erőmű üzemeltetési költsége tizedére csökkenthető. A gyors gyújtást először 2002-ben a japán Osaka Egyetemen demonstrálták egy angol csapat részvételével [7].

A fenti kísérleti eredmények alapján tervezett japán KOYO-F fúziós erőmű négy egységből áll. Az egyik egység reaktormoduljának a keresztmetszete az 5. ábrán látható, az Osakai Egyetem „Institute of Laser Engineering” intézetének a koncepciója alapján [8].



5. ábra. A KOYO-F lézerrel hajtott erőmű négy gyorsgyújtású reaktormodul egyikének a keresztmetszeti nézete (Norimhatsu et al. [7]). A modul 32 összenyomó lézernyalábot, egy gyújtólézert, és két target belövőt tartalmaz. A láthatóság kedvéért a TD keveréket tartalmazó golyócska (középen), a modulméretarányhoz képest 150-szeres nagyítású.

A reaktor belső SiC falának védelmére keverő csatornákon folyékony fémet áramoltatnak. A gőzáramlás stagnálásának a megakadályozására három szinkronizált sűrű rotációs zsalu rendszert alkalmaznak, három szinkronizált lappal. A belső védőfelület hűtésére használt fémfolyadékot lépésről lépésre folyamatosan keverik belső hideg folyadékkal. Ennek a kamrának fontosabb jellegzetességei: 1) a függőleges pozicionálást alkalmazták a plafon mechanikus védelmére; 2) a kamra belső falában LiPb hűtő fémfolyadékot áramoltatnak; 3) a belső fal paneljai 30° -s szögben dőltek, hogy elkerüljék a kamra középpontjában keletkezett gőz stagnálását. Mindegyik nyalábnak van egy forgó kapu- és elektromágnes zárja, hogy a finom optikát megvédjék a semleges gőztől és ionoktól. A reaktor modul főbb paramétereit és az erőmű adatait az 1. táblázat tartalmazza.

1. Táblázat. A gyorsgyújtású reaktormodul és a fúziós erőmű főbb adatai.

Reaktormodul lézernyaláb főbb paramétereit			Az erőmű teljesítmény adatai	
Lézertípus	Összenyomó	Gyújtó	Teljesítmény	$4 \times 300 \text{ MW}_e$
Hullámhossz	3ω (343 nm, ns)	2ω (515 nm, ps)	Fúziós E/imp	200 MJ
Lézernyaláb szám	32	1 köteg (8)	Target erősítés	165
Energia/impulzus	1.1 MJ	0.1 MJ	Termál E./reak.	916 MW_t
Ciklussebesség	16 Hz	16 Hz	W_e/W_{th}	41.5 %

Ezekre, a tapasztalatokra alapozzák az „European High Power laser Energy Research” (HiPER) berendezést [9]. Gyorsgyújtásra Nd-üveglézer vákuumbeli 1053 nm hullámhosszú, ω -alappfrekvencia másod- (2ω , 515 nm) és harmad- (3ω , 343 nm) felharmonikusainak az alkalmazását is tervezik. A HiPER energiaerősítése alkalmas a gyors gyújtás és a fúziós erőmű működése közötti kritikus lépés megtételére. A programot tíz ország 26 intézményének együttműködésével kívánják megvalósítani. 2014-ig 3 éves program keretében 63 millió Eurót fordítanak a részegységek kidolgozására. Ezt követően 100 millió Eurót terveznek a működő prototípus létrehozására. A következő húsz évre, pedig 1,1 Mrd. Euró lenne a becsült költség.

A fúziós erőműfejlesztésekre fordított világméretű erőfeszítésekből ezzel a kis szelettel kívántunk rávilágítani, hogy mennyire a közeljövő nagy vívmányai közé tartoznak a fúziós erőművek. Fontos, hogy növeljük ezeknek, a nagyberendezéseknek a környezetvédelmi és sugárvédelmi szempontokat is figyelembevevő biztonságát, a másodlagos folyamatok figyelemmel kísérésével is. A következő fejezetben, tehát becsléseinket és számításainkat ennek a bemutatására szánjuk.

II. REAKTORMODUL HŰTŐKÖZEGEIBEN KELETKEZŐ FOTONEUTRONOK ÉS γ -SUGARAK

A reakció végtermékében, mint említettük a ^4He 3,5 MeV kinetikus energiával és a 14,1 MeV-s neutron dominál. A 16,7 MeV gamma legerjesztődés csak igen kis mértékben fordul

elő, ezért nagyon sok esetben ez utóbbi tagot a reakció ismertetése során gyakran figyelmen kívül is hagyják. Az erőmű sugárvédelme és a személyi sugárvédelem tervezésénél azonban ez már nem hanyagolható el. Egyrészt a reaktormodul belső védelem anyagában a 14,1 MeV-s neutronok nagyenergiájú gamma sugarakat keltenek az (n,γ) magreakciók révén, másrészt a hűtőfolyadék lítiumával reakcióba lépve trícium keletkezik.

II. 1. A fúzió keltette neutronok hűtőközegben kifejtett hatásai

A DT reakció során keletkező 14,1 MeV-es neutronok elleni belső védelem anyagának három fontos igényt kell kielégítenie. Először el kell nyelnie a neutronok kinetikus energiáját, másodsor támogatnia kell a trícium termelődését és végül fontos követelmény, hogy megfelelő sugárvédelmet biztosítson a neutronokkal szemben. Ezeknek megfelelően a blanket (belső köpeny) anyagát könnyű elemek, zömmel szilícium fém és szén ötvözetek alkotják (SiC). A belső hűtő folyadékban lévő Li fém a nagy neutron-abszorpciós hatáskeresztmetszete révén tríciumot (${}^6\text{Li} + n \rightarrow {}^4\text{He} + {}^3\text{H}$) is termel. A belső köpeny SiC anyagának kiváló a szóródási hatáskeresztmetszete, hűtési és hőmérsékleti tulajdonságai, azonban a ${}^{12}\text{C}(n,\gamma){}^{13}\text{C}$ reakcióban, nagyenergiájú ($E_\gamma > 10$ MeV) gamma-kvantumok is keletkeznek. A nehéz elemekből álló külső burkolatban viszont ezek a nagyenergiájú gamma-sugarak ($\gamma, n, 2n, \dots$) reakciókkal foto-neutronokat hoznak létre. Ennek mértékét és hatását a következő alfejezetben elemezzük bővebben. A számításainknál a várható fúziós erőművek adataira kívánunk támaszkodni. A szekunder folyamatokból eredő adatokra támaszkodva a sugárvédelemre háruló szükséges teendőket körvonalazzuk.

II.2. Gamma-sugárzás keletkezése és kölcsönhatásai

A 4. ábrán bemutatott γ, n átmenetek arányát, mint már említettük, Lauritsen és Ajzenberg-Selove [1] határozták meg. A mért átmeneti valószínűségi arány értékük: $\Gamma_\gamma/\Gamma_n = 2 \times 10^{-5}$, ami azt jelenti, hogy százezer DT reakcióból 2 esetben 16,7 MeV energiájú γ -kvantum kibocsátás előzi meg a 14,1 MeV-es neutronemissziót. Egy DT reakció esetén, 17,6 MeV (Q) energia felszabadításával (W_e/W_t) számolva az 1000 MW_e fúziós erőmű működéséhez másodpercenként 6×10^{20} DT reakcióra van szükség, így a 6×10^{20} 14.1 MeV-s neutron hozam mellett, $1,2 \times 10^{16}$ γ/s hozammal, 17,6 MeV γ -energiájú foton forrással is számolnunk kell.

Továbbá $E_\gamma > 10$ MeV kemény γ -sugarak is létre jönnek a védőköpeny könnyű elemekből álló anyagában lejátszódó neutronbefogási (n,γ) reakciókból. Ezek az E_γ energiák a 16,7 MeV értéket is meghaladhatják, mivel maximális energiájuk: a neutron 14,1 MeV + a neutron kötési energiájának az összege. Megbecsülhetjük, például az 5. ábra reaktormodul SiC, ill. Li₂C₂ (lítiumkarbid) könnyű fémötvözet anyagában az $E_\gamma > 10$ MeV várható gamma-hozamot. Bertozzi és munkatársai [10] a 14,1 MeV neutronnal meghatározott ${}^{12}\text{C}(n,\gamma){}^{13}\text{C}$ reakció totális hatáskereszténél négy nagyságrenddel kisebb értéket (10^{-4}) mértek a ${}^{13}\text{C}(\gamma,n){}^{12}\text{C}$ tükröreakció hatáskeresztmetszetére. Erre alapozva a 10 MeV feletti gamma-hozam: $E_\gamma \sim 6 \times 10^{16}$ γ/s becsülhető. A fúzióból eredő és a most becsült összes gamma-hozama, tehát $\sim 7,2 \times 10^{16}$ γ/s .

A könnyű elemekből álló belső védelem kiváló a neutronok rugalmatlan szóródásához, lassításához és abszorpciójához, majdnem hatástalan viszont, a kemény gamma sugarakkal szemben. Ebből az következik, hogy a belső sugárvédő fal vastagságától függően a gamma-sugarak intenzitása eléri, vagy meghaladhatja a DT reakcióból eredő neutronintenzitás értékét.

A nehéz elemeket tartalmazó külső védelem a nagyenergiájú gamma-sugarakkal szemben hatásos, de (γ, n) reakcióval foto-neutronokat termel. A nehéz elemekből álló védelmet úgy tervezik, hogy az mind a lágy mind a kemény gamma-sugarakat elnyelje. Azonban, mivel a foto-neutron keltés hatáskeresztmetszete kb. 3 %-a a gamma sugarak totális abszorpciós hatáskeresztmetszetének, jelentős mértékű foto-neutron keletkezik. Így a külső védelemben keletkező foto-neutronok hozama elérheti a 10^{12} - 10^{14} n/s értéket, amely további külső védelmet igényel.

Ebből a rövid elemzésből is nyilvánvalóvá válik, hogy a foto-nukleáris folyamatok igen fontos szerepet játszanak a fúziós erőművek védelmének tervezésében. Ha a sugárvédelem kialakítása során ezeket a folyamatokat figyelmen kívül hagynák, váratlanul nagy neutron-intenzitás jelenhetne meg a nehéz elemekből álló védelem külső falán. Ezeknek a folyamatoknak a figyelembevétele tehát a személyi sugárvédelem megtervezése során is fontos követelmény.

III. A FÚZIÓS ERŐMŰVEK SUGÁRVÉDELMÉNEK MÉRÉSTECHNIKAI ÉS INTÉZKEDÉSI FELADATAI

A fentiekből is következően a fúzió erőművek sugárvédelmi feladataival számos NAÜ rendezvény keretében folytak elemzések. Így főleg az ITER és más mágneses bezárású berendezés alkatrészének és a fúziós folyamatok kialakításának a tanulmányozására 1980-tól számos NAÜ rendezvény (1980, Bécs, Ausztria; 1983, Ispra, Olaszország; 19986, Culham, UK; 1989, Jacson Hole, USA; 1993, Toronto, Kanada; 1996, Naka, Japán; 2000, Cannes, Fr. O.; 2006, Bécs, Ausztria) keretében vitatták meg a különböző biztonsági problémákat.

A 2006-os NAÜ rendezvényen [11] vitatott témák különösen az alábbi területekre irányultak:

- Az erőmű biztonsági kérdései
- A fúzió specifikus működés biztonságos feltételeinek követelményei
- A reaktormodul tartályok tesztelési kérdései
- Trícium-készletezés biztonsági feltételei
- leszerelés és hulladék elhelyezésének biztonságos, sugár- és környezetvédelmi követelményei

A beszámolók túlnyomó része az ITER mágneses bezárású fúziós berendezés kapcsán kialakítandó körülmények kialakításával, a szükséges fejlesztési lehetőségek ismertetésével foglalkoztak.

A lézerrel hajtott fúziós erőműveknél hasonló jellegű tanulmányok készültek a berendezések lényegesen eltérő paraméterinek a figyelembevételével. Különösen a reaktor-modul és plazmaméretekből adódó nagy eltérések igényelnek egyedi vizsgálatokat.

Ezzel a rövid áttekintéssel a fúziós erőművek jelenlegi helyzetén túlmenően az üzemelés során felmerülhető néhány olyan fontos gyakorlati lépés szükségességére kívántam felhívni a

figyelmet, amelyek a „big science” és „high technology” területeket igénylő fúziós erőmű fejlesztések során érhetően kevesebb figyelmet kaptak.

IV. ÖSSZEFOGLALÁS

A deutérium és trícium fúzió során keletkező részecskék másodlagos fotonukleáris-reakcióinak hatásairól kitűnt, hogy az erőmű során azok nem hanyagolhatók el és folyamatos sugárvédelmi vizsgálatokat igényelnek.

A sugar- és környezetvédelmi ellenőrzések során, a keletkező trícium készlet nyomon követésére, annak környezeti emissziójának folyamatos mérésére és nyilvántartására less szükség.

A személyi sugárvédelemben a szerelő, karbantartó személyzet dózisterhelésének az ellenőrzésére kell koncentrálni. Rendszeres mérés szükséges a trícium inkorporációjának, az okozott belső dózisterhelésnek a vizeletből történő meghatározására.

A fotoneutronok külső védelmében nincs szükség rutin és folyamatos in-situ eljárásokra, az inkább a tervezés során igényel nagyobb figyelmet.

A külső dózis meghatározására olyan személyi dozimétert kell alkalmazni, amely a fotoneutronokból eredő dózisok becslését is lehetővé teszi.

Ezeket felül még számos módszerrel lehet javítani a sugárvédelem hatékonyságát. Fontos lenne az is, hogy a kereskedelmi erőmű megjelenésekor már ezekben, a kérdésekben is jól képzett szakember gárdával rendelkezünk.

Irodalom.

[1] T. Lauritsen and F. Ajzenberg-Selove, Nucl. Phys. **78**, 6 (1966)

[2] Zoletnik Sándor: Fúziós energia és technológia,
http://rmki.kfki.hu/~zoletnik/Bolyai_Zoletnik

[3] T. Tajima, J. M. Dawson: Phys. Rev. Lett. **43**, 267 (1979).

[4] M. D. Perry, G. Mourou: Science **274**, 917, (1994).

[5] Szipócs R. Ferencz K. Spielman Ch. Krausz F. Optic Letters **19**, 201-203, (1994).

[6] J. D. Lindl et al. „The US ICF Ignition Program and the Inertial Fusion Program”, Preprint UCRL-JC-152987, 30th EPS Conference on Controlled Fusion and Plasma Physics, St. Petersburg, 07-11-2003 – 07-11-2003.

[7] R. KODAMA et al., “Fast Heating Scalable to Laser Fusion Ignition” Nature, 418, 6901 (2002).

[8] T. Norimatsu, Y. Kozaki, N. Miyanaga, J. Kawanaka, H. Azechi, T. Johzaki, and K. Tomabechi: FT/P5-39, norimatsu@ile.esakia-u.ac.jp

[9] S. Atzeni et al. „Fast ignitor target studies for the HiPER project”, *Physics of Plasmas* **15**, 056311 (2008)

[10] W. Bertozzi, P. T. Demos, S. Kowalski, F. R. Paolini, C. P. Sargent, and W. Turchinets, *Nucl. Instr. & Meth.* **33**, 199 (1965)

[11] B. N. Kolbasov, *IOP electronic journals, Nucl. Fusion* **47**, (2007)

A bór neutron befogásán alapuló sugárterápia hatékonysága az elpusztítandó áttétek méretének függvényében

Madas Balázs Gergely*, Balásházy Imre, Farkas Árpád
Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézet,
1121 Budapest, Konkoly-Thege Miklós út 29-33.
e-mail: mabage@aeki.kfki.hu:

A kézirat beérkezett: 2010.05.05., közlésre elfogadva: 2010.05.19.

Abstract – The boron neutron capture therapy (BNCT) has the big advantage, that a large amount of dose is absorbed only by the tumor cells, because the products of nuclear reaction $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ have short range, and mostly arise in the tumor. Recently, the method has been applied for the treatment of organs with metastases. It is expected, that if the metastases are small, then their size influences the absorbed doses and so the surviving probabilities of tumor cells constructing the metastases. In this work, this effect has been investigated by the application of a very simple in silico tissue model. We have established, that out of the cell size, the size of metastases also influences the cellular doses and the surviving probabilities based on doses of cells, while in the investigated size-range, the cell nuclear doses and the surviving probabilities based on doses of cell nuclei do not depend strongly on the size of metastases.

Keywords- boron neutron capture therapy, microdosimetry, size of metastases

Kivonat – A bór neutron befogásán alapuló terápia (BNCT) nagy előnye, hogy a dózis nagy hányada csak a tumorsejteket éri, ugyanis a $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ magreakció termékei rövid hatótávolságúak, és nagyobb részben a tumorban keletkeznek. E módszert újabban áttétes szervek kezelésére is alkalmazzák. Várható, hogy ha az áttétek nagyon kicsik, akkor méretük befolyásolja az áttéteket alkotó tumorsejtek által elnyelt dózist, s így azok túlélési valószínűségét is. Ebben a munkában e hatást vizsgáltuk egy igen egyszerű, numerikus szövetmodell alkalmazásával. Megállapítottuk, hogy a sejtméreten kívül az áttétméret is befolyásolja sejtdózisokat, és a sejtdózisból számolt túlélési valószínűségeket, miközben a sejtmagdózisok és az azokból számolt átlagos túlélési valószínűségek a vizsgált mérettartományban elsősorban nem az áttétmérettől függenek.

Kulcsszavak – BNCT, mikrodozimetria, áttétek mérete

BEVEZETŐ

A bór neutron befogásán alapuló terápiát (BNCT) több évtizede alkalmazzák, például agydaganatok kezelésére [1]. A módszer lényege, hogy ^{10}B -et juttatnak a szervezetbe olyan formában, hogy a tumorsejtekben az egészséges sejteknél jóval nagyobb ^{10}B -koncentráció alakuljon ki. Ezt követően a tumort termikus neutronokkal besugarazzák, amelyekre nézve a $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ magreakció igen nagy hatás-keresztmetszetű, így a reakció sűrűn ionizáló termékei, az α - és a ^7Li -magok, igen nagy dózist adnak a tumorsejteknek, miközben az egészséges szövetet az alacsonyabb bórkoncentráció miatt csak jóval kisebb dózis éri. A módszert 2001-ben izolált máj kezelésére alkalmazták [2], melyben diffúz, vastagbél-eredetű áttétek helyezkedtek el.

Az ionizáló részecskék hatótávolsága igen fontos a sugárterápia hatékonysága szempontjából, ha az izotópok a szervezeten belül helyezkednek el, mint például a radioimmunoterápiánál [3], hiszen amellet, hogy a tumornak elegendően nagy dózist kell elszennednie, az egészséges szövetek terhelését minimalizálni kell. A $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ magreakció termékeinek hatótávolsága összesen körülbelül $10\ \mu\text{m}$, emiatt a reakció termékeiből származó energia valóban igen kis térrészben nyelődik el. Mégis, ha az áttétek nagyon kicsik, azaz csupán néhány sejtből állnak, akkor BNCT esetén is sok ionizáló részecske szökhet ki az elpusztítani kívánt tumorsejtekből, ezáltal növelve azok túlélési esélyeit. Ebben a munkában azt kívántuk megvizsgálni, hogy ez a hatás milyen jelentős, azaz hogyan változik a BNCT hatékonysága az áttétek sejttségének, és így méretének csökkenésével.

MÓDSZEREK

A cél érdekében egy igen egyszerű szövetmodellt hoztunk létre, amely kocka alakú sejtekből áll, sejtenként egy-egy gömb alakú sejttaggal. A sejttagok mindig a sejt, azaz a kocka közepén helyezkednek el. E modellben a tumorsejteket csak az különbözteti meg a többi sejttől, hogy a mikrodozimetriai számítások során nagyobb bórkoncentrációt, és ennek következtében több magreakciót rendelünk hozzájuk. A különböző méretű áttéteket egy sejtautomata modellel állítjuk elő. Először kiválasztunk egy kockát, amelyet tumorsejtnak tekintünk. Ezután egy-egy lépésben véletlenszerűen egy-egy újabb kockát jelölünk meg tumorsejtként, méghozzá olyat, amely határos az addigi tumorsejtek legalább egyikével. Annak érdekében, hogy az így kialakított áttét viszonylag kompakt legyen, az áttéttel határos üres cellák mindegyikét azzal arányos valószínűséggel rendeljük az áttéthez, ahány lapszomszédja tumorsejt. Ezzel az eljárással addig növeljük az áttétet, amíg el nem érjük a kívánt sejttszámot.

A mikrodozimetriai modell kiinduló feltevése, hogy a tumorsejteket is és az egészséges sejteket is egységes bórkoncentráció jellemzi, továbbá valamennyi sejt azonos neutronfluxusnak van kitéve. Mivel a sejtek térfogata is azonos, az egy sejtben bekövetkező magreakciók számának várható értéke a modellben csak attól függ, hogy tumorsejtről vagy egészséges sejtről van szó. E várható érték a bevezetőben már említett esettanulmány [2] által ismertetett adatok (termikus neutron-fluens: $4 \times 10^{-12}\ \text{cm}^{-2}$, bórkoncentráció a tumorban: 47 ppm, bórkoncentráció az egészséges szövetben: 8 ppm), a ^{10}B fizikai tulajdonságai (termikus neutronokra vonatkozó hatáskeresztmetszet: $3,837 \times 10^{-21}\ \text{cm}^2$, moláris tömeg: 10 g/mol) és a szövet becsült sűrűsége ($1,05\ \text{g/cm}^3$) alapján meghatározható. A ténylegesen lejátszódó magreakciók számát Poisson-eloszlású valószínűségi változónak tekintettük. Feltételeztük, hogy a ^{10}B -n kölcsönhatások térbeli eloszlása a sejten belül egyenletes (lásd [4]), és így a keletkező ionok kiindulópontjának három koordinátája egyenletes eloszlású valószínűségi változó. A részecskék mozgásának irányát a 4π térszögben egyenletes eloszlásból sorsoltuk azzal a megkötéssel, hogy az egy reakcióban keletkező két részecske sebességvektora egymással ellentétes irányú. Fontos megjegyezni, hogy csak az α -részecskét és a ^7Li -magot vesszük figyelembe a dozimetriai számításoknál, ugyanis ezek azok a részecskék, amelyekhez a dózis nagy része köthető, és amelyeknek nagy a lineáris energiaátadási tényezője.

A találat számok meghatározásánál a sejten (vagy sejttagban) lejátszódó magreakciók a modellben csak egy találatot okoznak, noha két ionizáló részecske keletkezik. A sejten kívülről érkező részecskék természetesen egy találatot eredményeztek. Az elnyelt dózisok meghatározásához a SRIM - The Stopping and Range of Ions in Matter [5] nevű programot használtuk. A sejtek (vagy a sejttagok) és a részecskék pályájának metszete elemi geometriai módszerekkel meghatározható, majd ezután a SRIM által meghatározott értékekkel az adott szakaszon átadott energiát, és így az elnyelt dózist is ki lehet számítani. Feltételeztük, hogy a sejtek túlélési valószínűsége exponenciálisan csökken a dózissal, azaz

$$P_{sv} = e^{-\alpha \cdot D}, \quad (1)$$

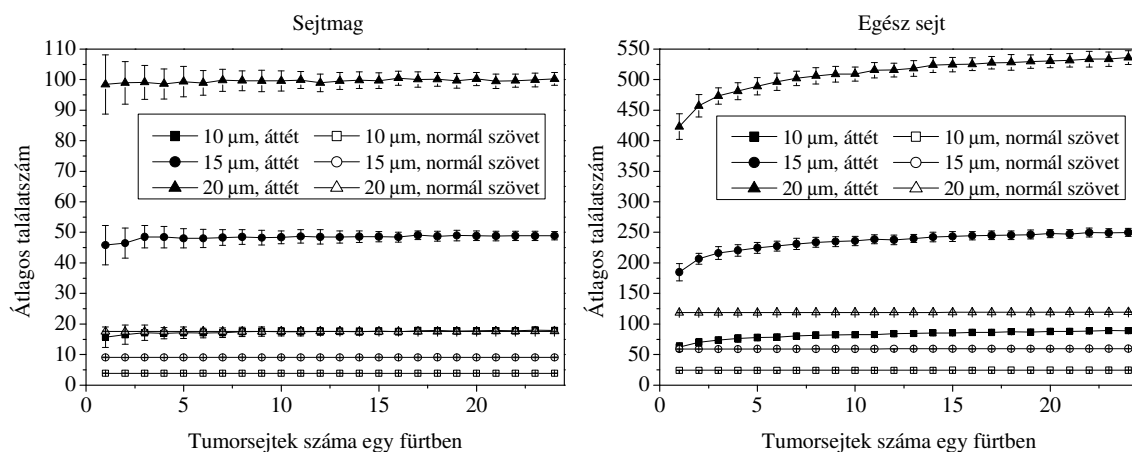
ahol P_{sv} a túlélési valószínűség, D a sejt- vagy sejtmag dózis, α pedig egy állandó, melynek értékét 0,75-nek választottuk [6].

A túlélési valószínűségeken kívül kiszámoltuk azt is, hogy attól függően, hogy a sejtek mekkora áttétben helyezkednek el, mekkora annak a valószínűsége, hogy 96 sejtől legalább 1 túléli a besugárzást, megteremtve így a tumor kiújulásának lehetőségét. E valószínűség meghatározásánál egyszerű valószínűségszámítási összefüggéseket alkalmaztunk, feltételezve, hogy a különböző sejtek halála egymástól független esemény.

A számításokat 15x15x15 sejt „szövetdarabokon” végeztük, ahol az áttétet alkotó sejtek száma 1-től 24-ig terjedt. A sejteket reprezentáló kockák mérete 10, 15 vagy 20 μm volt. A modellben a sejtmagok átmérője minden esetben 0,6-szerese a sejtek élhosszának. Az ábrákon valamennyi pont meghatározásához 100 független számítást végeztünk, így az egyes értékek empirikus szórását is meghatároztuk.

EREDMÉNYEK

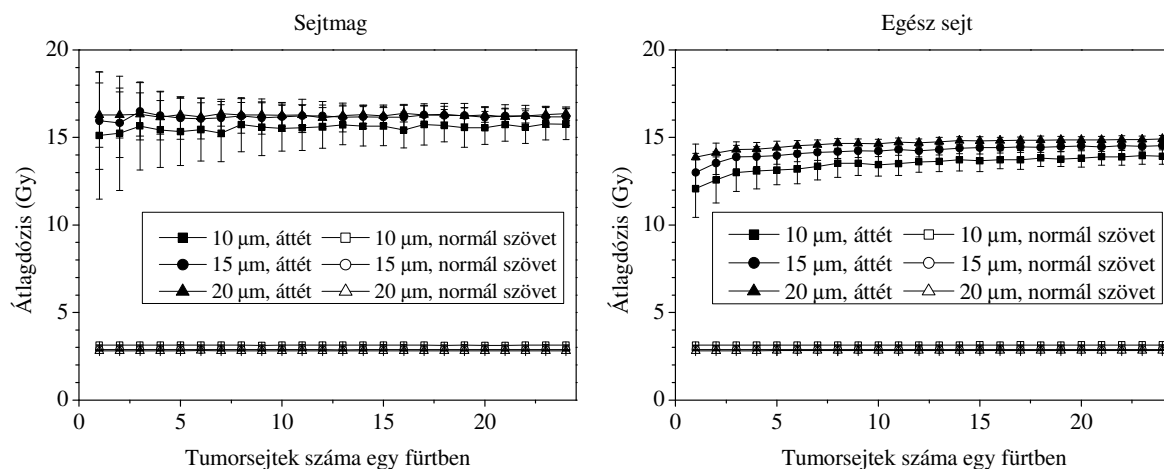
Az 1. ábra az átlagos találat számokat mutatja be az áttét sejt számának függvényében. Jól látható, hogy a tumorsejteket (teli szimbólumok) jóval több ionizáló részecske éri, mint az egészséges szövetet (üres szimbólumok), ami nyilvánvalóan a tumorsejtekre jellemző, magasabb bórkoncentráció következménye. Emellett az is megfigyelhető, hogy a nagyobb sejteket (illetve sejtmagokat) több találat éri, mint a kisebbeket, ami szintén nem meglepő. Ennél érdekesebb, hogy a tumorsejtekre jellemző átlagos találat szám sejt számtól való függése a sejtmagok esetén kevésbé mutatkozik meg, mint akkor, ha az egész sejtet vizsgáljuk. Ez azzal magyarázható, hogy a bórkoncentráció, és így a $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ magreakciók száma a sejten belül állandó, így a sejtmag környezetének egy részét magas bórkoncentráció jellemzi, ami az egész sejt környezetéről csak akkor mondható el, ha tumorsejtekkel van körülvéve.



1. ábra. Az átlagos találat szám változása az áttét sejt számának függvényében 10, 15 és 20 μm -es élhosszúságú sejtek esetén. A bal oldali panelen a sejtmag találat számait, a jobb oldali panelen pedig az egész sejt találat számait láthatóak. A teli szimbólumok a tumorsejteket, az üres szimbólumok a normál szövetet jelentik. A sejtmagok sugara mindhárom sejtméretnél a sejt élhosszának 0,3-szerese.

A 2. ábra az átlag dózisokat mutatja be. A görbék mindkét panelen két csoportra válnak szét attól függően, hogy a sejtek az egészséges szövetnek vagy az áttétnek alkotói. Ebben mutatkozik meg a célzott bór dúsítás eredménye: a tumorsejtek majdnem ötször akkora dózist nyelnek el, mint az egészséges szövet sejtjei. Fontos azonban megjegyezni, hogy ebben a

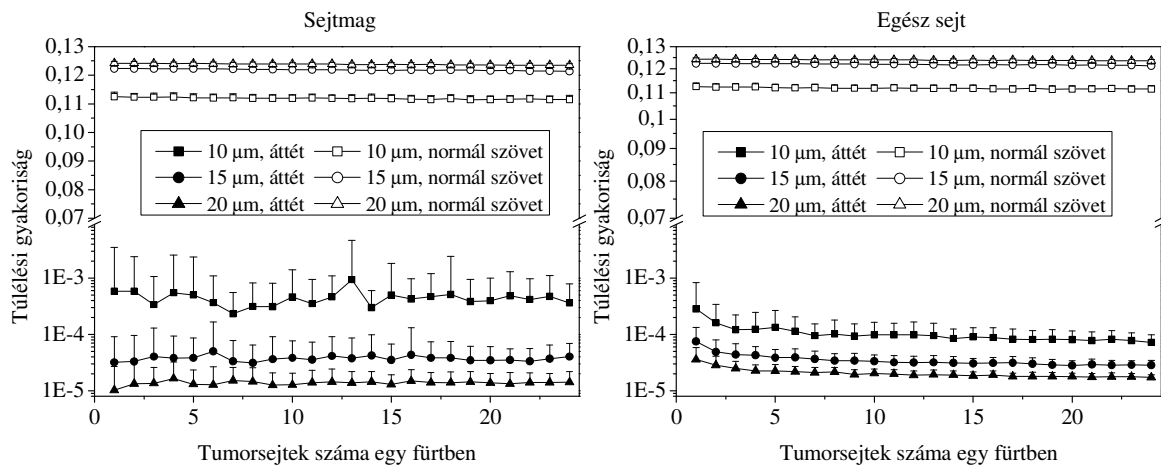
modellben csak az α -részecskékből és ^7Li -magokból származó energiát vesszük figyelembe, vagyis például a γ -hátterből származó dózist nem. Látható az is, hogy a sejtméret növekedésével az elnyelt dózis is növekszik, ami abból adódik, hogy a sejtek fajlagos felülete, és így a sejtől kiszökő ionizáló részecskének a sejtben keletkezettekhez viszonyított aránya csökken. Emellett érdemes meggondolni, hogy ha az egy fűtöt alkotó tumorsejtek száma végtelenhez tartana, akkor az áttétet jellemző három görbe egymáshoz konvergálna. Sejtmagok esetén csupán ebből a meggondolásból következik, hogy az áttétet alkotó sejtek száma befolyásolja az átlagdózisokat. Ezzel szemben a 2. ábra jobb paneljén jól látható, hogy az egy tumorsejt által elnyelt dózis az áttét sejtszámának függvényében kezdetben határozottan nő. A két panel közti különbség most is azzal magyarázható, hogy sejt környezetére alacsonyabb bőrkoncentráció jellemző kis tumorsejtszám esetén, míg a sejtmagot közvetlenül a magasabb bőrkoncentrációjú citoplazma veszi körül.



2. ábra. Az átlagdózis változása az áttét sejtszámának függvényében 10, 15 és 20 μm -es élhosszúságú sejtek esetén. A bal oldali panelen a sejtmagdózisok, a jobb oldali panelen pedig a sejtdózisok láthatóak. A teli szimbólumok a tumorsejteket, az üres szimbólumok a normál szövetet jelentik. A sejtmagok sugara mindhárom sejtméretnél a sejt élhosszának 0,3-szerese.

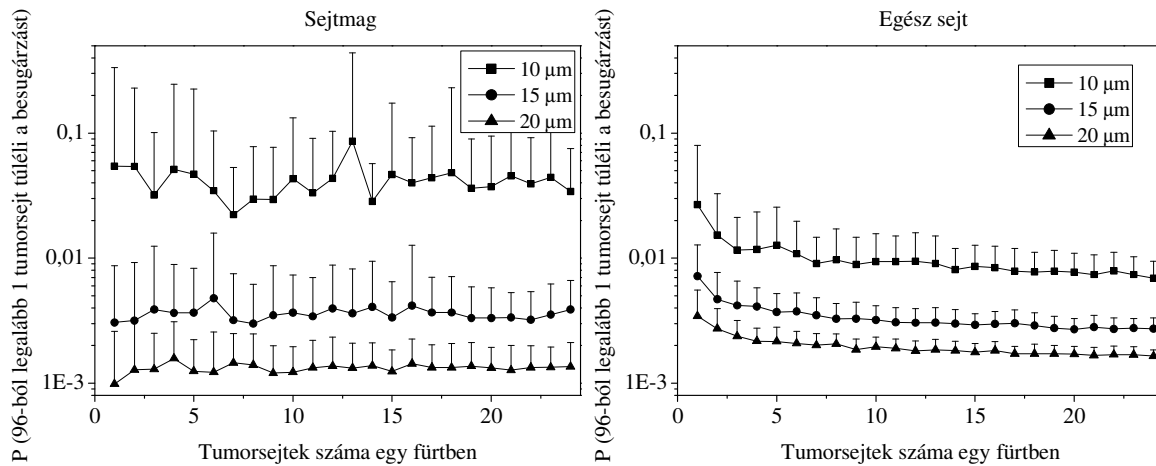
A mikrodozimetriai paraméterek után érdemes megvizsgálni a sejtek túlélési gyakoriságait (3. ábra). Mint látható, az egészséges sejtek túlélési valószínűsége kevéssel haladja csak meg a 10 %-ot. Nyilvánvaló, hogy ezt az értéket nagyrészt a túlélési görbe meredekségét jellemző α -paraméter határozza meg, amelynek értéke igen bizonytalan. A tumorsejtek túlélési valószínűség-görbéi körülbelül olyanok, mint amit az átlagdózis görbék alapján várni lehet: a kis sejtek, mivel kisebb dózist nyeltek el, nagyobb valószínűséggel élik túl a kezelést, bár ez a valószínűség átlagosan még így is kevesebb mint 0,1%. Emellett azonban az is megfigyelhető, hogy sejtmagok esetén (különösen 10 μm -es lineáris sejtméretnél) a túlélési gyakoriságok között egyes pontok jobban eltérnek a görbe menetétől, mint ami a dózisértékek alapján várható lenne. Ennek valószínűleg az az oka, hogy néhány futásnál néhány sejt az átlagdózisnál jóval kevesebbet nyel el, és ebből és az exponenciális függvény tulajdonságaiból adódóan jóval-jóval nagyobb valószínűséggel éli túl a besugárzást. Ezek a nagy túlélési valószínűségek jelentősen növelik az átlagos túlélési valószínűséget, hiszen a többi érték nagyon kicsi, míg az ezekhez tartozó sejtdózisok jóval kisebb mértékben hatnak az átlagdózisokra. Emiatt a sejtmagok esetén úgy tűnik, hogy ebben a tartományban az áttétek

mérete nem befolyásolja a túlélési gyakoriságokat. Ha azonban a túlélés valószínűsége nem csupán a sejtmag terhelésétől, hanem a sejtek által elnyelt dózistól is jelentősen függ, akkor – mint látható – a magukban álló tumorsejtek életben maradásának valószínűsége többszöröse azon sejtekének, melyek egy nagyobb kolóniát alkotnak. Megjegyzendő az is, hogy ilyen néhány sejtből álló áttétek esetén a sejtméret is közel nagyságrendi különbséget okozhat a túlélési valószínűségeken.



3. ábra. Az átlagos túlélési gyakoriság változása az áttét sejtszámának függvényében 10, 15 és 20 μm -es élhosszúságú sejtek esetén. A bal oldali panelen a sejtmagdózisokból számolt, a jobb oldali panelen pedig a sejtdózisokból számolt értékek láthatóak. A teli szimbólumok a tumorsejteket, az üres szimbólumok a normál szövetet jelentik. A sejtmagok sugara mindhárom sejtméretnél a sejt élhosszának 0,3-szerese.

A 4. ábra azt mutatja be, hogy mekkora annak a valószínűsége, hogy 96 sejtől legalább 1 túlél a kezelést, annak függvényében, hogy a sejtek milyen környezetben helyezkednek el, azaz, hány sejtől áll az áttét. Jól látható, hogy a sejtek mérete jelentősen befolyásolja a fenti valószínűségeket is, azaz azt, hogy milyen a terápia hatékonysága. Ebben az esetben is elmondható, hogy ha csak a sejtmagszintű terhelések relevánsak a sejtek túlélésére nézve, akkor ebben a mérettartományban annak a valószínűsége, hogy valamennyi sejt elpusztul, csak kis mértékben függ az áttétek méretétől, amint az a bal panelen látható. Ha viszont az egész sejt által elnyelt energia számít, akkor a modell szerint az áttétek méretének növekedésével egyre valószínűbbé válik, hogy valamennyi sejtet sikerül elpusztítani.



4. ábra. Annak a valószínűsége, hogy 96 sejtől legalább 1 túléli a a kezelést az áttét sejtszámának függvényében 10, 15 és 20 μm -es élhosszúságú sejtek esetén. A bal oldali panelen a sejtmag dózisokból számolt, a jobb oldali panelen pedig a sejt dózisokból számolt értékek láthatóak. A sejtmagok sugara mindhárom sejtméretnél a sejt élhosszának 0,3-szerese.

KÖVETKEZTETÉSEK

E munka annak a kérdésnek a vizsgálatát tűzte ki célul, hogy az áttétek mérete hogyan befolyásolja a BNCT hatékonyságát a tumorsejtek elpusztítása szempontjából. Elsőként megállapíthatjuk, hogy valamennyi vizsgált mennyiség, azaz az átlagos találatszám, az átlagdózis, illetve a túlélési valószínűségek, jobban függ az áttétek méretétől ha az egész sejtet vesszük figyelembe, nem csupán a sejtmagot. Ez részben várható volt, az azonban már meglepő, hogy a vizsgált sejtszámtartományban sejtmagok esetén az előbbi mennyiségek nem változnak jobban az áttét méretének növekedésével, mint az egyes értékek szórásai. Ebből azt a következtetést vonhatjuk le, hogy a sejtmagméret sejthez viszonyított kicsiny volta miatt egy-egy tumorsejt túlélésének kockázata ebben a mérettartományban inkább a sejtet érő ionizáló részecskék számának szórásából adódik, mintsem abból, hogy a kicsiny áttétek esetén több ionizáló részecske hagyja el a tumorsejtet, mint amennyi a szomszédos sejtekből beérkezik. Ezzel szemben, ha az egész sejtet érő terhelést és az ebből számolt túlélési gyakoriságot vizsgáljuk, akkor megállapítható, hogy az áttét méretének csökkenésével többszörösére nő annak a valószínűsége, hogy egy sejt túléli a besugárzást. Ebben az esetben a terápia hatékonyságát növelheti, ha a besugárzást megelőzően egy időre tudnánk gátolni a tumorsejtek mozgását, ilyen módon elérve azt, hogy osztódások révén csökkenjen a kevés sejtől álló áttétek száma, és így a bőrkoncentráció nagyobb térrészekben összpontosuljon.

A fentiek mellett azt is észrevehetjük, hogy a sejtek, illetve a sejtmagok méretétől nagy mértékben függenek a vizsgált mennyiségek. Emiatt diffúz áttétek terápiája esetén a bórdúsítással párhuzamosan érdemes lehet a célsejtek méretét is növelni, feltéve, hogy ez oly módon is elérhető, hogy a bőr koncentrációja a sejtekben ne csökkenjen.

Végezetül fontos megjegyezni, hogy az alkalmazott modell több pontján is meglehetősen egyszerű, mégis az eredmények okot adnak a kérdés további vizsgálatára.

IRODALOMJEGYZÉK

- [1] R. F. Barth, J. A. Coderre, M. G. H. Vicente and T. E. Blue, Boron neutron capture therapy of cancer: Current status and future prospects. *Clinical Cancer Research* 11, 3987-4002 (2005).
- [2] A. Zonta, T. Pinelli, U. Prati, L. Roveda, C. Ferrari, A. M. Clerici, C. Zonta, G. Mazzini, P. Dionigi, et al., Extra-corporeal liver BNCT for the treatment of diffuse metastases: What was learned and what is still to be learned. *Applied Radiation and Isotopes* 67, S67-S75 (2009).
- [3] J. L. Humm, Dosimetric aspects of radiolabeled antibodies for tumor therapy. *Journal of Nuclear Medicine* 27, 1490-1497 (1986).
- [4] X. Q. Lu and W. S. Kiger, Application of a Novel Microdosimetry Analysis and its Radiobiological Implication for High-LET Radiation. *Radiation Research* 171, 646-656 (2009).
- [5] J. F. Ziegler, J. P. Biersack and M. D. Ziegler, SRIM - The Stopping and Range of Ions in Matter. Ion Technology Press, 2008 A szerzők a SRIM_2008.3-at használták, amely a www.srim.org oldalon érhető el.
- [6] C. Kugel, I. Bailly, F. Tourdes and J. L. Poncy, In vitro radiation-induced effects on rat tracheal epithelial cells - I) different radiosensitivity of cell inactivation after alpha and gamma irradiations. *Journal of Radiation Research* 43, 27-34 (2002)

A pályamű a SOMOS alapítvány támogatásával készült

A nátrium-jodid szcintillációs kristály gyártástechnológiájának fejlesztése, korszerűsítése

Petrányi János*, Albert-Tóth Ildikó, Sarkadi András, Körmendy Gábor, Horváth József
Gamma Műszaki Zrt., 1097 Bp Illatos út 9
*petranyi@gammatech.hu

A kézirat beérkezett: 2010.04.15

Közlésre elfogadva: 2010.07.15

Abstract – The reason of the split off between the thallium activated sodium iodide [NaI(Tl)] scintillation crystal and the glass can be trace back to more causes. It has been created a new examination method, which made the split off reproducible, and a technology, which eliminate the split off. Modernization in crystal production made it possible the production of crystals in a big quantity, with high-quality and with high level of availability.

Keywords- Scintillation detector, NaI(Tl) crystal, production technology

Kivonat – Talliummal aktivált nátrium-jodid [NaI(Tl)] szcintillátor kristály, és a lezáró üveg között kialakuló elválás több okra vezethető vissza. Kidolgozásra került egy vizsgálati módszer, amelynek segítségével a elválás reprodukálható, és egy technológia, amellyel megszüntethető. A kristály gyártásba bevezetett korszerűsítések lehetővé tették nagy mennyiségben jó minőségű egykristály biztonságos előállíthatóságát, magas rendelkezésre állás mellett.

Kulcsszavak – Szcintillátor kristály, NaI(Tl) kristály, gyártás technológia

BEVEZETÉS

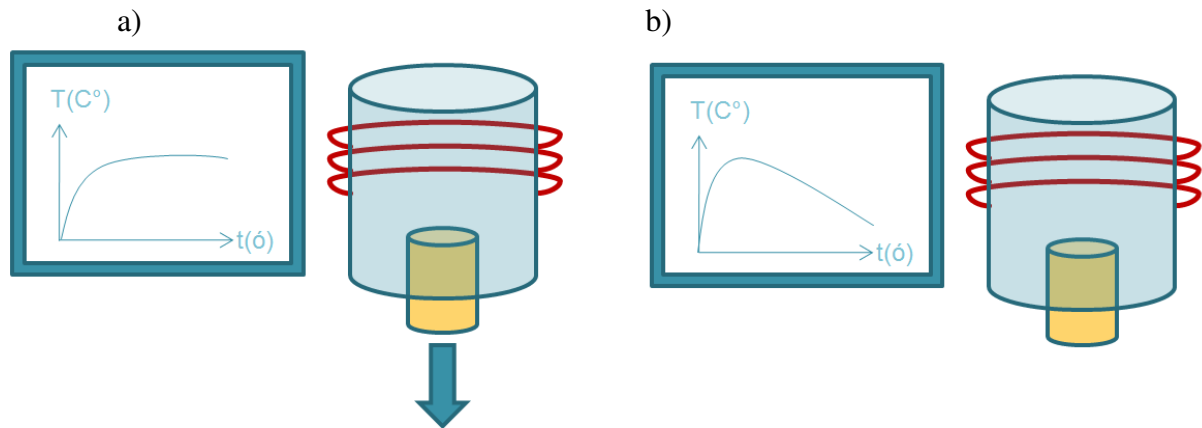
A szcintillációs elven működő ionizáló sugárzás mérő műszerek előnye a GM-csöves műszerekkel szemben, hogy a részecske számon túl az adott sugárzás kvantum energiája is mérhető. A félvezető detektorokon egyszerű alkalmazhatóságukkal, és alacsony árukkal tesznek túl. Ezen műszerekben használt detektorok egyike a talliummal aktivált nátrium-jodid szcintillációs kristályok, amelyek elsősorban γ -kvantumok észlelésére alkalmasak.

A szcintillációs kristályok történelme az 20. század elejére nyúlik vissza. 1903-ban felfedezték, hogy cinkszulfid kristályok alfa-részecskék hatására fényt sugároznak ki. Kezdetben mikroszkóppal számlálták a felvillanásokat. Később 1945-ben fotoelektron-sokszorozóval érzékelhető elektromos jelet állítottak elő, mellyel a fotonenergia mérhető. 1948-ban növesztették az első talliummal aktivált nátrium-jodid [NaI(Tl)] kristályt [1], mellyel a foton-energia mérhető.

Magyarországon először 1952-53-ban növesztettek szcintillációs kristályt a Budapesti Orvostudományi Egyetem Orvosi Fizikai Intézetében Nagy János, Tarján Imre, Turchányi György és Voszka Rudolf fejlesztő munkájának köszönhetően. A Gammában először 1960-ban kezdtek foglalkozni NaI(Tl) kristálygyártással. Kísérletek sorozatával sikerült egy gyártási technológiát létrehozni, amely alapját képezi a mai gyártó sornak is. A kristályok növesztése kisebb megszakításokkal folyamatosnak mondható. Változást a technológiában az 1994 év hozott, amikor a Gamma teljes gyártósorát átköltöztették, az épület egyik szárnyából a másikba, és számítógépes vezérlést kapott a rendszer. A technika fejlődésének, az elvárások növekedésének, egy meghibásodásnak, és egy nagyobb költözésnek köszönhetően fejlesztések sora indult be, amelynek eredményeként több újítás is megszületett.

A NÁTRIUM-JODID KRISTÁLYOK NÖVESZTÉSE

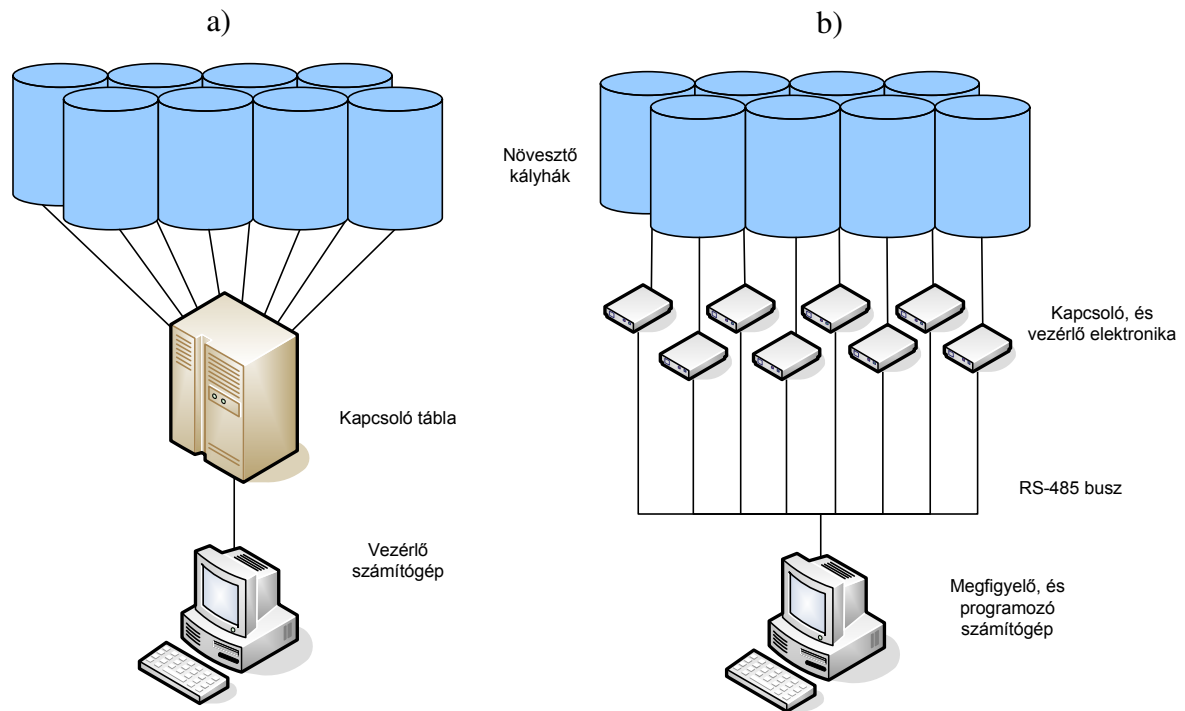
A NaI(Tl) kristály gyártásához egykristályokat kell növeszteni, amelyben a keletkező fény optikailag homogén közegben tud terjedni. A polikristályos NaI-ot, és a vele megfelelő arányban összekevert TlI-ot egy kályhában a NaI olvadáspontja (651°C) fölé hevítik. Egyenletes lehűlés hatására egykristály növekedés indul meg, amely több nap alatt éri el a kívánt, akár 127 mm magasságot, illetve 127 mm átmérőt. Az egyenletes kihűlést több módon lehet biztosítani, vagy állandó hőmérsékleten tartják a kályha belsejét, miközben az olvadékot lassan kihúzzák, vagy a kályhát lassan hagyják lehűlni, miközben az olvadék egy helyben áll. A növesztés két módját az 1. ábra szemlélteti.



1. ábra. NaI(Tl) kristály növesztés a) kihúzásos, b) kihűtéses technológia

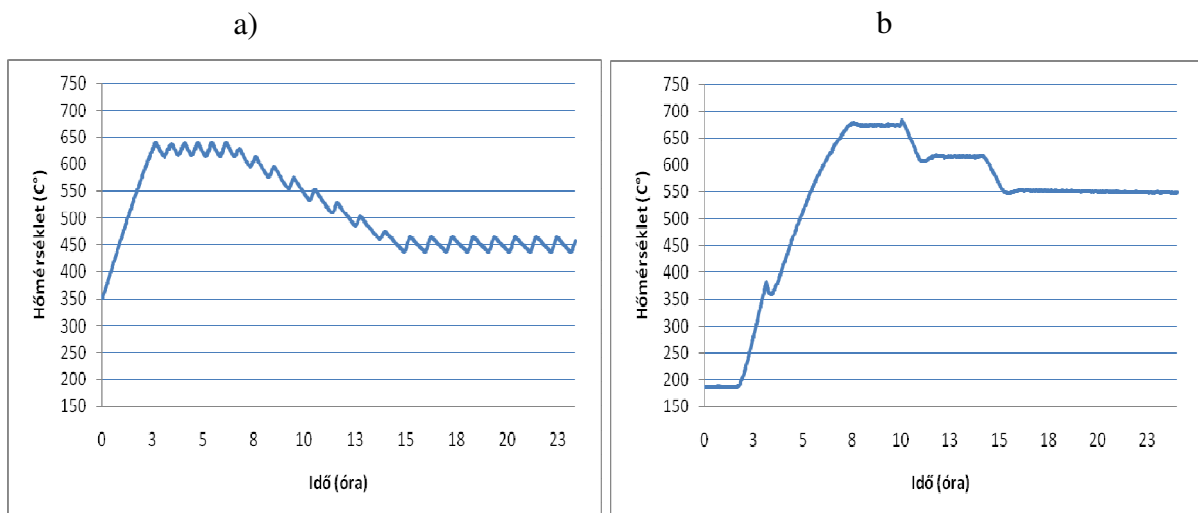
Mindkét növesztési eljárás szükségessé teszi vezérlő elektronika alkalmazását, mivel egykristály csak megfelelő hőmérsékleti viszonyok mellett növekszik. A vezérlő elektronika a kályhában elhelyezett hőelem segítségével méri a hőmérsékletet, és ez alapján döntést hoz, hogy a kályhába épített fűtőszálakra adott energiával tovább fűtse a kályhát, vagy engedje azt kihűlni.

A Gammában kezdetben csak a kihúzásos technikát alkalmazták, mert az állandó hőmérsékleten tartás, és az egyenletes kihúzás nem igényelt bonyolult vezérlést. Az 1994-ben kiépítésre került vezérlő rendszer már mindkét növesztési technológiát képes volt kiszolgálni, mivel az Intel 80386 alapú számítógépes vezérlés le tudta kezelni több kályhára párhuzamosan a kihűlési görbéket. A központi vezérlés hátránya, hogy a vezérlő számítógép meghibásodása esetén az összes növesztő kályha leállhat. 2008-ban a vezérlő rendszer meghibásodott, és az 1994-ben még korszerű, de 2008-ra már elavult számítógépes rendszer cseréjére, javítására nem volt lehetőség. 2008-ban a gyártósor költöztetése is szükségessé vált, ezért egy új számítógép-független, osztott intelligenciával rendelkező vezérlés kialakítása kezdődött meg. Jelenleg az egyes vezérlő egységekbe betöltött, az adott kályhához tartozó karakterisztika szerint történik a növesztés, egymástól teljesen függetlenül. Egy vezérlő egység meghibásodása nem veszélyezteti a teljes gyártósor működését, és a számítógép csak megfigyelő, és programozó szerepet tölt be a rendszerben (2. ábra)



2. ábra. NaI(Tl) kristály növesztés vezérlése a) központi, b) osztott intelligenciával

Az egyes vezérlő, és kapcsoló modulokba PID típusú szabályozó algoritmus került, amely pontosabb görbe követést tett lehetővé, a korábban használt hiszterézises szabályozásokhoz képest. A korábbi, és a mostani szabályozási idő diagramok a 3. ábrán láthatóak.



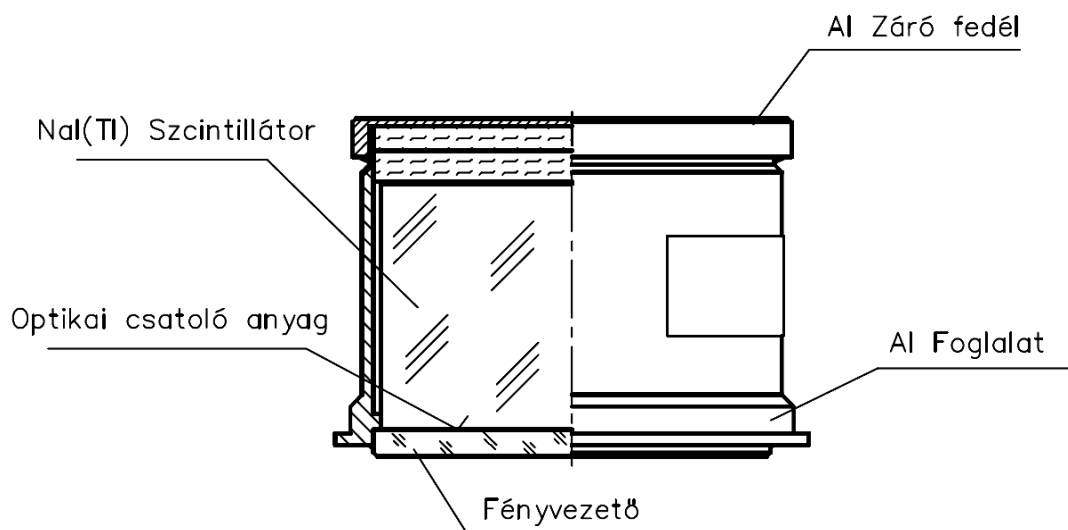
3. ábra NaI(Tl) kristálynövesztés mért hőmérséklet, idő diagramja a) hiszterézis, b) PID vezérlés esetén

A hiszterézis elven működtetett vezérlés során a kályha fűtése bekapcsolt, amennyiben a mért hőmérséklet a referencia szinthez képesti hiszterézis tartomány alsó szintje alá került, és kikapcsolt amennyiben a tartomány felső határát lépte át.

A PID szabályozás csökkenti a hirtelen változás okozta túlmelegedést, csökkenti a külső zajokból eredő hibát, és képes a referencia görbe követésére kismértékű túllengés mellett. Így kevesebb a diszlokáció, egyenletesebb a TII eloszlása a kristályban, ennek eredményeképpen kevesebb a selejt, jobb az energiafelbontás.

A NÁTRIUM-JODID KRISTÁLYOK TOKOZÁSA

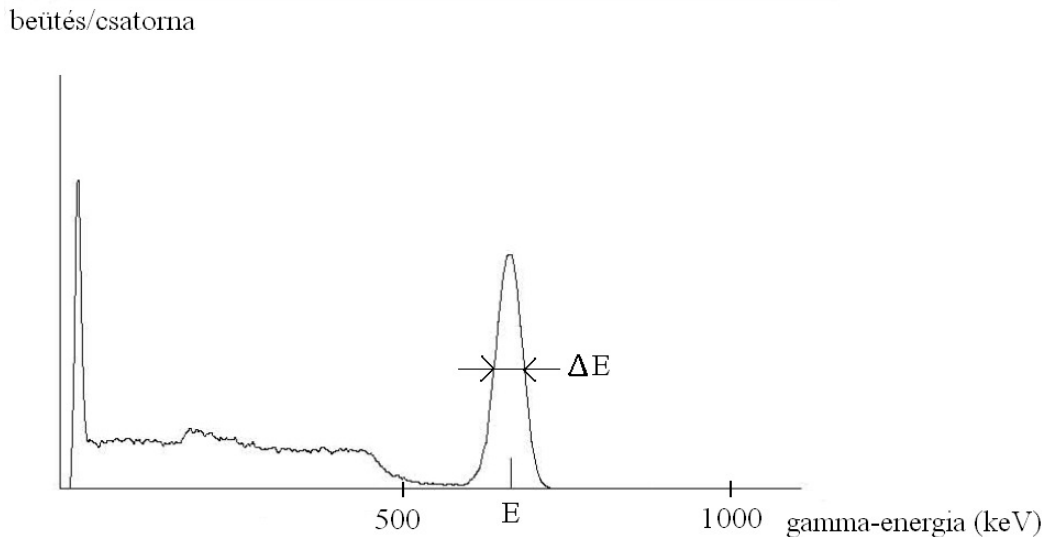
A NaI(Tl) kristály nagyon higroszkópos, a kristály felülete szabad levegőn, szobahőmérsékleten megsárgul, fény hatására elemi jód válik ki belőle, a levegő nedvességtartalma miatt elfolyósodik, ezért a NaI(Tl) kristályt hermetikusan lezárva használják. Alkalmazástól függően különböző méretben, formában, és összetételben gyártják a tokozott NaI(Tl) kristályokat, egy gyakran használt összeállítás a 4. ábrán látható. A kristály alumínium foglalatban foglal helyet, a kristályból kilépő fotonok egy optikai üveg ablakon keresztül lépnek ki, amely fotonokat általában foto-elektronsokszorozóval szokták detektálni.



4. ábra. NaI(Tl) kristály foglalatban

A NaI(Tl) szcintillációs kristálynak a légzáró alumíniumfoglalatba történő beépítését montírozásnak hívják. A montírozás a NaI higroszkópos tulajdonsága miatt szilikagéllal kifűtött szárazkamrában történik. A montírozás során a kristályt meg kell tisztítani a felületi polikristály rétegtől, az alumíniumházzal érintkező részét reflektáló anyaggal (pl.: magnézium oxiddal) kell bevonni, valamint a szabad kristályfelületet optikai csatolóanyag segítségével az alumínium foglalatba ragasztott fényvezetőhöz kell ütköztetni, végül a záró fedelet rá kell ragasztani.

A lezárt kész detektorokkal referencia sugárforrás segítségével amplitúdó spektrumot vesznek fel. A spektrumban a sugárforrás csúcs relatív fél-érték ($\Delta E/E \cdot 100$ [%]) szélessége határozza meg a kristály minőségét. Minél keskenyebb a csúcs, annál jobb a kristály (5. ábra). A Gamma 50 mm átmérőjű, 50 mm magasságú szcintillációs detektorainak a tipikus relatív fél-érték szélessége ^{137}Cs -al mérve 6.8 – 9% intervallumba esnek.

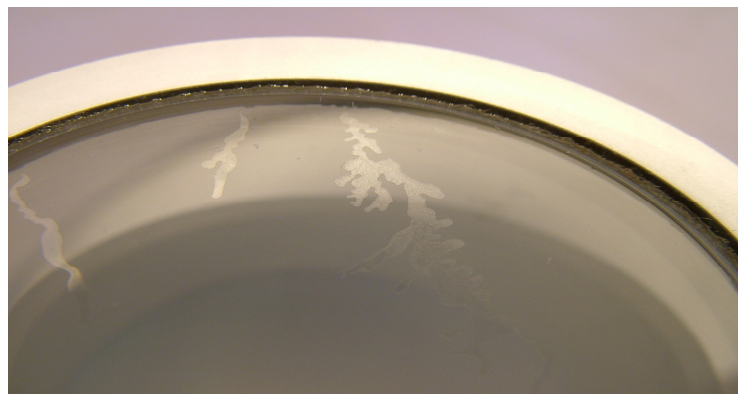


5. ábra. ^{137}Cs (47.5 kBq) amplitúdó spektruma

KRISTÁLY ELVÁLÁS

Amióta NaI(Tl) kristályt gyártanak, ismert az elválás (6. ábra) jelensége. Az elválás az üveglap és a kristály között, szemmel jól látható, eltérő helyen, és változó alakban megjelenő lég-/gőz buborék. Az elválás az elhelyezkedésétől, és méretétől függően rontja a detektor hatásfokát, és felbontó képességét. Az elválás a gyártás után azonnal megjelenhet, de előfordulhat, hogy csak évek után jelentkezik. Kialakulását okozhatja, hogy

- a kristály, az optikai csatoló anyag és a foglalat eltérő hőtágulási együtthatóval rendelkeznek, ezért a hőmérsékletváltozásokra másképp reagálnak,
- az illesztés a foglalat, és a kristály között nem tökéletes, rázkódás hatására a kristály elmozdulhat, elválást okozva,
- az ütköztető optikai csatoló anyagban levegő buborékok találhatóak, amelyek idővel egy nagyobb buborékká állhatnak össze.



6. ábra. A NaI(Tl) kristály elválása

Megfigyeléseink alapján az elválásoknak több típusa is van. Az elválás keletkezése alapján tapasztaltunk közepesen kialakuló buborék formájú, és a kristály szélé felől meginduló erezet formájú elválást. Megfigyelhető volt, hogy az elválások egy része az idő múlásával eltűnik, ez a jelenség elsősorban közvetlenül a gyártás után fordult elő. Az évek óta elvált mintáknál az elválás az idővel terjedt, a detektor bepókhálósodott.

Az elválás jelenségével sokáig nem foglalkoztak, részben, azért mert labor körülmények között csak évek alatt jelentkezett, részben azért mert a hatását rendszeres kalibrálással, vagy automatikus háttér kompenzációs algoritmussal csökkenteni lehetett. A jelenséget a műszer saját hibájának tekintették, és kompenzálták. Azonban az utóbbi időben az alkalmazási területek kiszélesedtek, és kültéren, mozgó járművekben is igény lett a szcintillációs műszerek használata. Ezeknél az alkalmazásoknál az elválások hamarabb, és nagyobb kiterjedéssel jelentkeztek.

A FEJLESZTÉS LÉPÉSEI

Első lépésben kifejlesztettük az eljárást, amely segítségével az elválás reprodukálhatóvá vált. A tokozott NaI(Tl) kristály mechanikai rázásnak lett kitéve a következő paraméterekkel, frekvencia: 50-60 Hz, amplitúdó: 1-1,2 mm, gyorsulás: 10-12 g ($98-118 \text{ m/s}^2$), majd a külső hőmérséklet változtatása következett szobahőmérsékletről előbb 0 majd 55 °C-ra, 5 °C/óra hőmérséklet változási sebesség mellett. A vizsgálati körülmények megválasztásánál figyelembe kellett venni, hogy a rázás, és a klímázás túlzott mértéke maradandó károsodást, repedést okozhat a kristályban. Az eljárás elvégzése után a minták szemrevételezésre, és relatív fél-érték meghatározásra kerültek. Azok a kristályok feleltek meg a tesztnek, amelyeken látható elválás nem volt és a fél-érték szélesség 10 % alatt maradt.

Az elválások megszüntetésére több irányba is elindult a fejlesztés.

1. Beszerzésre kerültek más gyártók kristályai, valamint az általuk használt optikai csatoló anyag. A bevizsgált minták sorra elváltak.
2. A foglalatot átterveztük úgy, hogy az optikai csatoló anyagnak bemélyedést hagytunk, amelyben az anyagfölség elterülhet. Az üveg beragasztásakor használt ragasztó kitöltötte a bemélyedést, ezért a kísérlet eredménytelen volt.
3. A vákuum impregnálásnál szokásosan alkalmazott eljárással próbáltuk a buborékok jelenlétét megszüntetni. Az apró buborékok a vákuum és az ultrahangos kezelés ellenére az optikai csatoló anyagban maradtak, az elválás továbbra is jelentkezett.
4. Új anyagokat próbáltunk ki optikai csatoló anyagként. Végül ezek a kísérleteink jártak sikerrel.

OPTIKAI CSATOLÓ ANYAG

A vizsgálatok alapján összefüggés volt felfedezhető az optikai csatoló anyag tixotróp (bizonyos mechanikai igénybevétel során az anyag viszkozitása csökken) tulajdonsága és az elválások kialakulása között. A tixotróp tulajdonsággal rendelkező csatoló anyagok minden esetben elváltak.

Megszületett egy specifikáció a csatoló anyaggal szemben:

- nem tixotróp,
- hőálló,
- 0-50°C hőmérsékleti tartományban átlátszó,
- törésmutatója közel azonos az üveg, illetve a kristály törésmutatójával.

Hosszas kísérletezés során sikerült találni egy olyan optikai csatolóanyagot, amely megfelel a fent említett követelményeknek, ezáltal buborékmentes határfelület biztosítható a kristály és üveg között.

Az új optikai csatolóanyag, amely megfelel a fenti specifikációnak, üzemi titkot képez, számos előnyös tulajdonsággal rendelkezik, pl.: széles hőmérsékleti intervallumban (-55°C-200°C) megtartja rugalmasságát, a hőállóságot különböző stabilizátorokkal akár 310°C-ig is

lehet növelni; kémiai szempontból teljesen inaktív, kitűnő mechanikai tulajdonságokkal rendelkezik.

A fejlesztés eredményeképpen szcintillációs kristályok új nemzedéke született meg, amelyek hosszabb élettartammal rendelkeznek, rázásállóbbak, és szélesebb működési hőmérséklettartományban használhatók. Az első példányok már alkalmazásra is kerültek a BNS-94FM járműre szerelhető, a háttérsugárzást minimálisan túllépő 25 keV-1.5MeV tartományba eső gamma-sugárforrások kimutatására szolgáló műszerben. A készülék ólom kollimátorban 75 mm átmérőjű, 50 mm magasságú szcintillációs kristályt tartalmaz (7. ábra). A detektor többek között egy katonai naszádon, egy felderítő járművön, és önállóan állványra szerelve is teljesít szolgálatot.



7. ábra. BNS-94FM járműfedélzeti rendszer

IRODALOM

- [1] Dr. Keszthelyi Lajos Szcintillációs számlálók Műszaki Könyvkiadó, Budapest, 1964
- [2] Wikipedia http://en.wikipedia.org/wiki/PID_controller

A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült

Sugárvédelmi mérések a Gamma új izotóp laboratóriumában

Reinhardt Anikó*, Bäumler Ede, Sarkadi András, Illés Gyula
Gamma Műszaki zRt. 1097 Budapest, Illatos út 9.
*reinhardt@gammatech.hu

A kézirat beérkezett: 2010.04.15

Közlésre elfogadva: 2010.07.15

Radiation protection measurements in the new isotope laboratory of Gamma Co.

In 2009 our firm moved to another location, therefore the establishment of a new isotope laboratory was necessary at the new site. According to the preliminary calculations we expected that the dose rate would not exceed 2 $\mu\text{Gy/h}$ in front of the door of the irradiating room while the new ^{137}Cs source is being used. Since the measurements did not confirm the preliminary values due to considerable scattering in the room itself, we could not use the irradiating room for generating the desirable 1 Gy/h dose rate. Therefore we had to examine the possible ways to reduce the scattered radiation. Our primary aims were to compare the different methods of radiation protection and to reduce the radiation level in the most economical way. The measurements showed that the installation of two lead doors and a lead collimator is the most appropriate solution.

gamma radiation, Compton-scattering, shielding of scattered radiation

2009-ben a cégünk új telephelyre költözött, így ki kellett alakítanunk egy új izotóp laboratóriumot. Az előzetes számítások alapján azt vártuk, hogy az új ^{137}Cs forrás használatakor a besugárzó ajtaja előtt a dózisteljesítmény nem haladja majd meg a 2 $\mu\text{Gy/h}$ értéket. A mért értékek azonban nem egyeztek a vártakkal, melynek oka a besugárzóban fellépő jelentős szórás volt. Emiatt nem tudtuk használni a besugárzót a kívánt 1 Gy/h dózisteljesítmény létrehozására. Ezután megvizsgáltuk a szórt sugárzás csökkentésének lehetőségeit. A mérések célja a különböző sugárvédelmi módszerek összehasonlítása és a sugárszint gazdaságos csökkentése volt. A mérési eredmények alapján két ólomajtó és egy ólom kollimátor beépítése mellett döntöttünk.

gamma-sugárzás, Compton-szóródás, szórt sugárzás árnyékolása

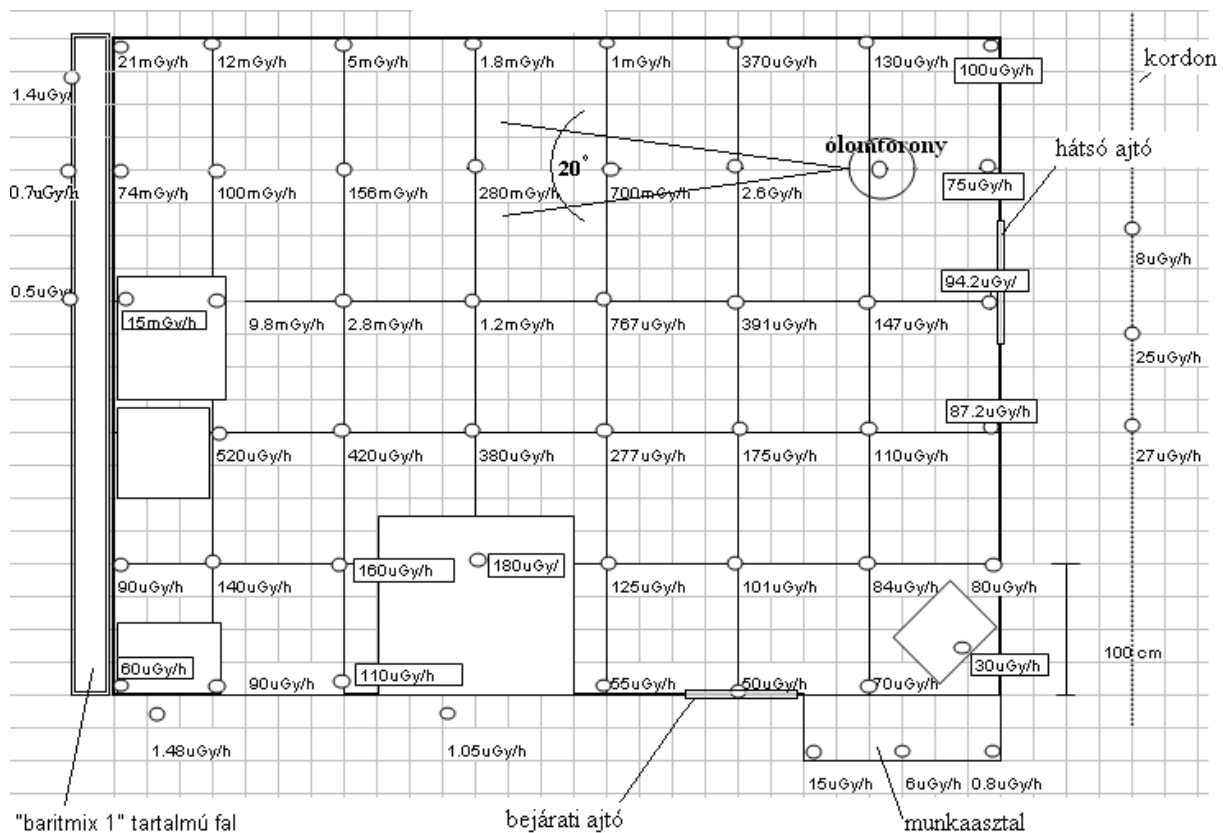
BEVEZETÉS

Az új izotóp laboratórium kialakítása után azt tapasztaltuk, hogy a besugárzás alatt a laboratóriumban mért értékek többszöröse annak, amit korábban vártunk. Ennek legfőbb oka, hogy nagyobb aktivitású sugárforrást sikerült beszerezni, mint amire eredetileg számítottunk. Emiatt a besugárzó helyiségben a direkt sugárkúpot elnyelő hátsó falat jól árnyékoló anyaggal kellett kiegészíteni. Erre a célra vastartalmú „baritmix 1” elnevezésű anyagból készült betont használtunk. A fellépő szórt sugárzás azért is nagy, mert a besugárzó helyiség csak ~7 méter hosszú. A műszerek szabályzásához 20 mGy/h és 1 Gy/h közötti dózisteljesítmény értékekre van szükségünk. Úgy terveztük, hogy a besugárzó bejárati ajtaja előtt a dózisteljesítmény ne legyen nagyobb 2 $\mu\text{Gy/h}$ -nál, mivel itt dolgozik a kezelőszemélyzet.

A BESUGÁRZÓBAN MÉRT KEZDETI ÉRTÉKEK

A méréseket a 29,2 TBq aktivitású ^{137}Cs forrás besugárzási helyzetében végeztük különböző átmérőjű (38 mm és 138 mm) ionizációs kamrákkal és IH-95 típusú műszerrel. A műszerekkel a levegőben elnyelt dózisteljesítményt mértük. A direkt nyalábban a kisebb (típusa 8106/ND1001), a direkt nyalábon kívül eső területeken a nagyobb átmérőjű (típusa 8117/ND1000) ionizációs kamrát, a besugárzó helyiségen kívül az IH-95 típusú műszert használtuk.

A helyiségben és környékén egy 1m×1m-es képzeletbeli rácsháló metszéspontjaiban megmértük a dózisteljesítményt, és felülnézetben ábrázoltuk (1. ábra). Kollimátor nélkül a sugárnyaláb kúpszöge 20° , melyet az 1. ábrán is jelöltünk.

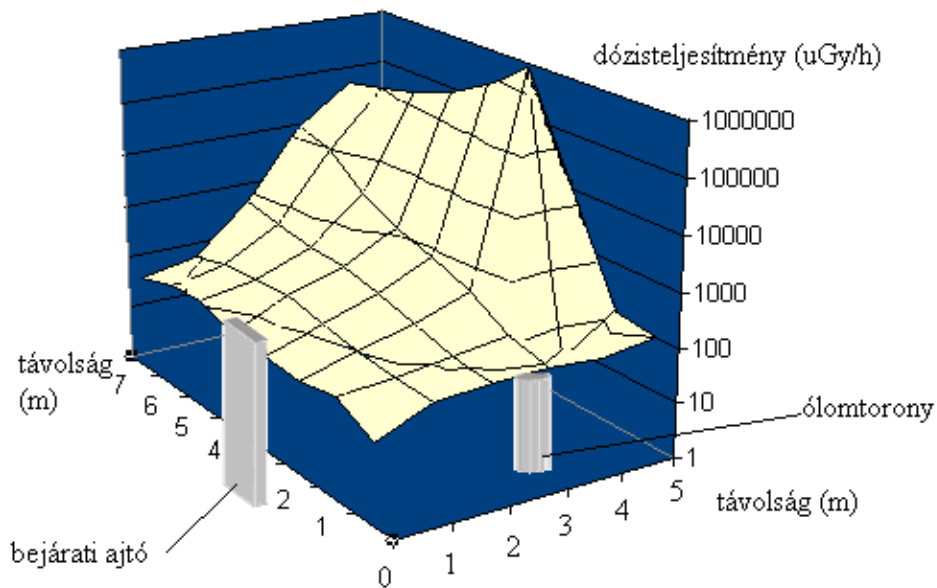


1. ábra. A besugárzó alaprajza és a kezdeti dózisteljesítmény értékek felülnézetben

Az ajtó külső felületén $\sim 50 \mu\text{Gy/h}$, az asztal bal oldalánál $\sim 15 \mu\text{Gy/h}$ volt a dózisteljesítmény, melyek nagyobbak a kívánt értéknél. A baritmix 1 tartalmú fal túloldalán, a laborokban a dózisteljesítmény nem érte el a $2 \mu\text{Gy/h}$ -t.

A besugárzóban mért kezdeti értékeket három dimenzióban is ábrázoltuk (2. ábra), hogy szemléletesebb képet kapjunk. A rácshálós alaprajzot megtartottuk, a függőleges tengelyre a dózisteljesítményt vettük fel $\mu\text{Gy/h}$ egységben logaritmus skálán. A besugárzónak van egy hátsó ajtaja is, amely az udvarra nyílik. Az ajtó előtt kordonnal elkerítettünk egy 1 m széles sávot, de a kordon vonalánál is közel $30 \mu\text{Gy/h}$ volt a dózisteljesítmény. Így nemcsak a munkaasztalnál, hanem az itt mért értéket is csökkenteni szeretnénk volna. Először megvizsgáltuk, hogy a nagy dózisteljesítmény nem közvetlenül a toronyból származik-e. Az ólomtorony és a hátsó ajtó közé szabványos, 50 mm vastag ólomtéglából épített ólomvértet

tettünk, és azt tapasztaltuk, hogy hátul a mért értékek nem csökkennek. Ezért a szórt sugárzás elemzésébe kezdtünk.

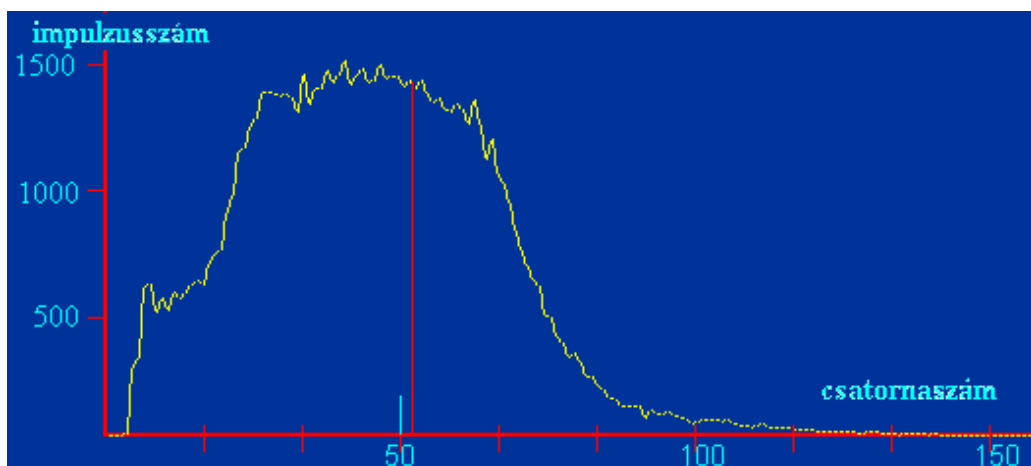


2. ábra. A besugárzóban mért kezdeti dózisteljesítmény értékek (3D)

A SZÓRT SUGÁRZÁS VIZSGÁLATA

A sugárzás energiája

A besugárzó ajtaja előtt szcintillációs detektorral felvettük a sugárzás spektrumát. Az impulzusszám a függőleges tengelyen, a csatornaszám a vízszintes tengelyen szerepel. A 3. ábrán láthatjuk, hogy a szórt sugárzás a 0–130. csatornaszám tartományban van, ezen belül a műszer a legtöbb impulzust a 20–70. csatornában regisztrálta. A nagyfeszültség úgy van beállítva, hogy a ^{137}Cs 662 keV-os vonala a 200. csatornába essen. Eszerint a 20–70. csatornaszám tartomány a 66–230 keV energiatartománynak, a 130. csatorna pedig 430 keV-nak felel meg. Tehát a szórt sugárzás energiája alacsonyabb, mint 430 keV, jelentős része pedig a 66–230 keV energiatartományba esik.



3. ábra. A szórt sugárzás spektruma

Arra is választ szeretnénk volna kapni, hogy a ^{137}Cs 662 keV energiájú vonalán kívül jön-e ki számottevő szórt sugárzás közvetlenül a toronyból. A kísérlethez egy rézből készült 20 mm vastag, 70 mm átmérőjű korongot használtunk, amelyet az ólomtorony furatába helyeztünk. A feltételezés szerint a szórt sugárzás energiája ~80 keV, ezt a torony anyagának, tehát az ólomnak a $K\alpha$ vonala határozza meg elsősorban. A kis energiájú sugárzást a réz olyan alacsony szintre csökkenti, hogy az a háttérsugárzás mellett elhanyagolható. A méréseket az ajtó közepén és a munkaasztalnál végeztük, kb. 140 cm magasan tartva a dózisteljesítményt mérő műszert. A rézkorongot az ólomtorony furatába helyezve az ajtónál 41 $\mu\text{Gy/h}$ -t mértünk a korábbi 50 $\mu\text{Gy/h}$ helyett, tehát a dózisteljesítmény az ajtó előtt ~20%-kal csökkent. Ez igazolja, hogy a toronyból valóban jön ki alacsony energiás sugárzás. A sugárkúpban ugyanakkor csak alig 1%-kal csökkent a mért dózisteljesítmény. Ez azzal magyarázható, hogy ugyan a szórt sugárzás a teljes sugárzásnak csak 1 %-a, de a kis energiája miatt nagyobb valószínűséggel szóródik, mert a Compton-effektus hatáskeresztmetszete alacsony energiákra nagyobb. Így ez az 1 %-nyi sugárzás okozza az ajtó előtt mérhető dózisteljesítmény ~20%-át.

A sugárzás iránya

Ahhoz, hogy megtudjuk, melyik irányból érkezik az ajtóhoz a sugárzás, egy gurulós állványt toltunk az ajtó elé, és felépítettünk rá egy ólomtéglát „kalitkát”. Ebben helyeztük el a dózisteljesítményt mérő műszert. Az ólomtéglákat mindig úgy helyeztük el, hogy felül, alul vagy oldalt legyen egy kis rés, amin akadálytalanul bejuthat a sugárzás. Amikor a rés lent vagy jobb oldalon volt, nem nőtt a mért érték akkora mértékben, mint amikor fentről vagy balról engedték be a sugárzást. Ennek alapján megállapítottuk, hogy a sugárzás legerősebben a baritbeton falról és a plafonról szóródik

A DÓZISTELJESÍTMÉNY CSÖKKENTÉSE

Ólomvért építése


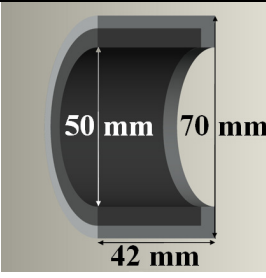

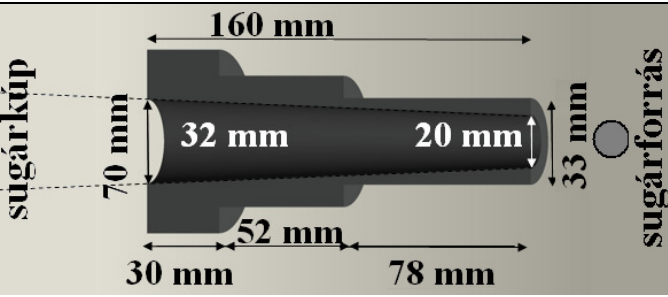
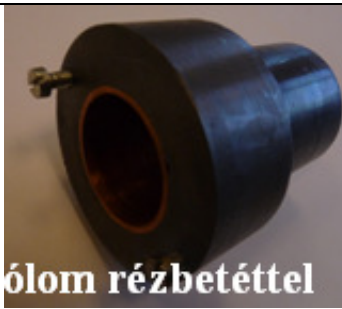
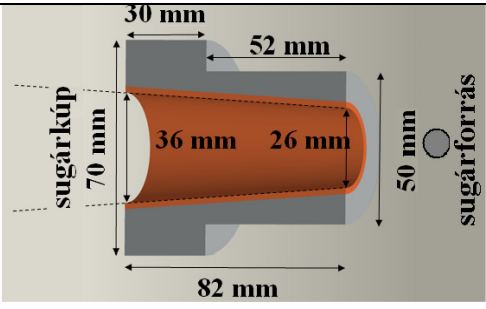
A sugárzás szórt jellegének felismerése előtt először az ólomtorony mellé épített ólomvérttel próbáltuk csökkenteni az ajtó előtt mérhető dózisteljesítményt. A vért ólomtéglából állt, kezdetben egy- majd kétrétegű téglafalat építettünk. Ez nem csökkentette a dózisteljesítményt, sőt, a sugárzás a vértben is szóródott, így a besugárzó helyiség bejárati ajtaja előtt mért érték nőtt.

Kollimátorok használata

Következő lépésként kipróbáltunk háromféle, A, B és C jelű kollimátort (1. táblázat), és összehasonlítottuk őket aszerint, hogy a műszerek beállításához szükséges dózisteljesítmény tereknél milyen széles sugárkúpot hoznak létre. Ez azért lényeges, mert a műszereinkben 80 mm széles, téglalap keresztmetszetű GM cső van, így a mérésekhez legalább ekkora átmérőjű sugárkúpra van szükség. A sugárkúp átmérőjének határára az a megkötésünk, hogy a maximális dózisteljesítménytől való eltérés ne legyen nagyobb, mint 3%. A mérések célja annak az optimumnak a megtalálása, ahol a sugárkúp még kellő átmérőjű, és az ajtó előtti dózisteljesítmény a lehető legalacsonyabb.

A 2. táblázat a kollimátor nélkül és a különböző kollimátorokkal mért értékeket hasonlítja össze. A méréseket a műszerek beállításához szükséges dózisteljesítmény terekben végeztük.

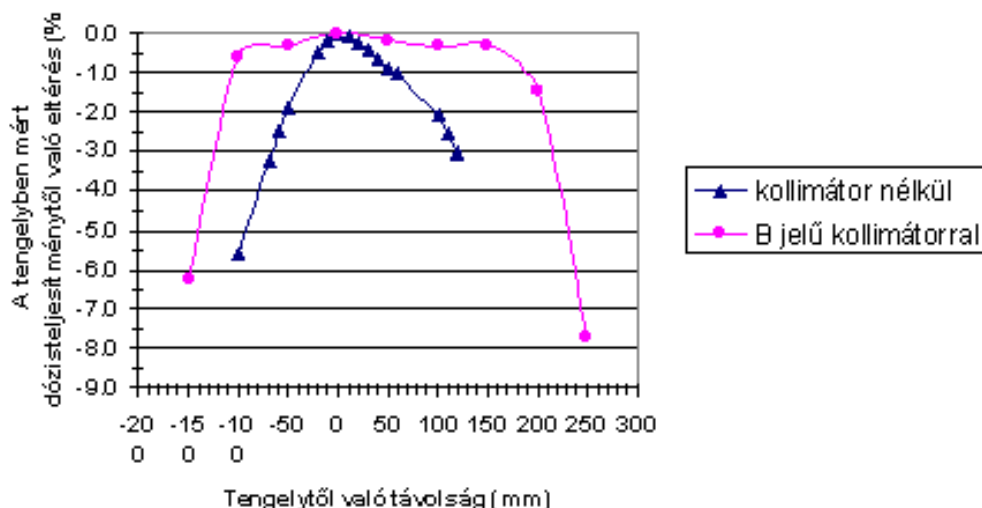
1. táblázat. A kollimátorok tulajdonságai

A	 <p>rozsdamentes acél ólom betéttel</p>	
B	 <p>ólom</p>	
C	 <p>ólom rézbetéttel</p>	

2. táblázat. A különböző kollimátorokkal létrejött sugárkúpok átmérője

kollimátor	a sugárkúp átmérője 1Gy/h- nál	a sugárforrástól való távolság (mm)	a sugárkúp 700 mGy/h-nál	a sugárforrástól való távolság (mm)
nélkül	9 cm	1600	10 cm	1900
A jelű	9 cm	1600	10 cm	1900
B jelű	9 cm	1100	10.5 cm	1300
C jelű	5 cm	1480	6 cm	1750

A táblázatból is látszik, hogy az A jelű egyáltalán nem változtatott a sugárkúpon, a C jelű pedig túlságosan leszűkítette azt (az így létrejött sugárkúp átmérője nem éri el a műszerekhez szükséges minimumot). A B jelűvel a sugárkúp átmérője nem csökkent, a 700 mGy/h-s térben való mérés szerint nőtt is, viszont nagymértékben csökkentette a sugárkúpban mérhető dózisteljesítményt. Ez nem akadályozza a szabályzást, csak a műszer és a sugárforrás közti távolságot kellett csökkenteni. A B jelű kollimátor hatására a sugárkúp közepe szinte kiegyenesedett, ami a mérés szempontjából előnyös. A jobb összehasonlíthatóság miatt azonos skálán ábrázoltuk a kollimátor nélkül és a B jelű kollimátorral (4. ábra) mért sugárkúpot 4000 mm távolságra a sugárforrástól. Az ábrán látszik, hogy a kollimátorral a sugárkúp nemcsak szélesebb, hanem homogénebb is.



4. ábra. A sugárkúp kollimátor nélkül és a B jelű kollimátorral 4000 mm távolságra a sugárforrástól

A munkahely különböző pontjain mért dózisteljesítmény értékek alapján szintén a B jelű kollimátor bizonyult a legjobbnak, mivel az ajtó és a munkaasztal környékén ~80%-kal csökkentette a dózisteljesítményt ahhoz az értékhez képest, amit kollimátor használata nélkül mértünk (3. táblázat).

3. táblázat. A különböző kollimátorok dózisteljesítmény csökkentő hatása

kollimátor	ajtón mérve ($\mu\text{Gy/h}$)	a kollimátor nélkül mért értéktől való eltérés (%)	munkaasztalon mérve ($\mu\text{Gy/h}$)	a kollimátor nélkül mért értéktől való eltérés (%)
nélkül	50	-	15	-
A jelű	30	-40	10	-33
B jelű	8	-84	3	-80
C jelű	17	-66	6	-60

Ólomajtó beépítése

A B jelű kollimátor nagymértékben csökkentette az ajtónál mérhető dózisteljesítményt, azonban az így mért érték még mindig nagyobb volt a kívánt szintnél. Ezért a hátsó ajtót 5 mm vastag ólomlemez borítottuk, így a kordonnál a 25–30 $\mu\text{Gy/h}$ helyett 1–2 $\mu\text{Gy/h}$ -ra csökkent a dózisteljesítmény. A műszert közvetlenül az ajtóra helyezve is csak 2–3 $\mu\text{Gy/h}$ -t mértünk, tehát itt elértük a kívánt szintet. A bejárati ajtót 2*5 mm vastag ólomlemez borítással terveztük, mivel az ajtó közelében munkavégzés folyik. Ez viszont újabb problémát vet fel, az ajtó kerete nem bírná ki a megnövekedett terhelést. Így a régi ajtó ólomlemezrel való burkolása helyett új ólomajtó készül.

ÉRTÉKELÉS

Az új izotóp laboratórium tervezésekor a legfontosabb szempont a sugárvédelem volt, ezért a besugárzó helyiség egyik fala jól árnyékoló anyagból, baritbetonból készült. Mivel azonban a Compton-szóródás valószínűsége arányos a szóró anyagban lévő gyengén kötött elektronok számával, így a rendszámmal és a sűrűséggel is, a vastartalmú „baritmix 1” anyagú fal miatt

megnőtt a helyiségben fellépő szórás, ennek következtében pedig a munkavégzés helyén a dózisteljesítmény. A nagy munkahelyi dózisteljesítményt több módszerrel próbáltuk csökkenteni, végül egy ólom kollimátor ólomtoronyba szerelésével együtt az egyik ajtó ólomlemezzel való burkolása, illetve a másik ajtó kicserélése mellett döntöttünk.

A pályamű a SOMOS Alapítvány támogatásával készült

Légköri terjedésszámító szoftverek összehasonlítása

Földi Anikó^{*1}, Mészáros Mihály¹, Sági László¹, Deme Sándor¹,
Dombovári Péter², Szántó Attila³, Tóth Krisztina³, Petőfi-Tóth Katalin⁴

¹Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézet, 1525 Budapest, Pf. 49

²Paksi Atomerőmű Zrt., 7013 Paks Pf.: 71.

³Országos Katasztrófavédelmi Főigazgatóság, 1149 Budapest, Mogyoródi út 43

⁴Országos Atomenergia Hivatal, 1539 Budapest, Pf. 676

*foldia@eki.kfki.hu

A kézirat beérkezett: 2010.08.12.

Közlésre elfogadva: 2010.08.18.

Title: Comparison of programs for atmospheric dispersion calculations

Abstract. At present several atmospheric dispersion codes, e.g. the HotSpot (Health Physics Codes), the RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis) and the PC COSYMA (COde SYstem for MAria), are used by experts involved in radioactive pollution dispersion. The objective of our project was the comparison of the results obtained by the above mentioned codes to those achieved by the BALDOS (Suitable for dispersion and residential exposure modeling in case of accidents), the SINAC (Simulator of Interactive modeling of environmental consequences of Nuclear ACcidents), the RODOS (Real time On-line DeciSiOn Support system) and a new atmospheric modeling software named TREX (TRansport-EXchange).

Keywords – Atmospheric dispersion codes, BALDOS, HotSpot, PS COSYMA, RASCAL, RODOS, SINAC, TREX

Kivonat – Jelenleg több légköri terjedésszámító szoftver áll a nukleáris szakemberek rendelkezésére. Munkánk célja, hogy összehasonlítsuk a nemzetközi gyakorlatban alkalmazott HotsSpot (Health Physics Codes), RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis), és PC COSYMA (COde SYstem for MAria) szoftvereket a hazai nukleáris baleset-elhárítási gyakorlatban alkalmazott BALDOS (Off-line baleseti terjedésszámítást és dózisbecslést végző program), RODOS (Real time On-line DeciSiOn System), az ugyancsak nukleáris balesetek környezeti hatásának modellezésére szolgáló SINAC (Simulator of Interactive modeling of environmental consequences of Nuclear ACcidents), valamint az új TREX (TRansport-EXchange) szoftverekkel és azok eredményeivel.

Kulcsszavak – Légköri terjedésszámító szoftverek, BALDOS, HotSpot, PC COSYMA, RASCAL, RODOS, SINAC, TREX

BEVEZETÉS

Nukleáris létesítményeknél a súlyos balesetet követő radionuklid kibocsátás elsődleges útvonala a légkör. A balesetelhárítási intézkedések alapját is a légkörbe kibocsátott aktivitás által okozott levegőszennyezettség és az ebből számolt dózisértékek adják meg. Ezért kiemelt jelentősége van a baleseti kibocsátás légköri terjedési vizsgálatainak, melynek segítségével meghatározható a radioaktív csóva szennyezettsége, iránya és mozgása.

A terjedési számításokhoz több nemzetközi és hazai szoftver is rendelkezésre áll, melyek közel hasonló terjedési és dózisszámítási modellek alkalmazásával határozzák meg, a kibocsátási ponttól, a felhasználó által megadott távolságokban elhelyezett receptor pontokra számított dózis vagy dózisteljesítmény értékeket. Célunk, e szoftverek eredményeinek

összevetése volt, melyhez felhasználtuk az Országos Nukleárisbaleset-elhárítási Rendszer (ONER) döntéstámogató és értékelő rendszerének műszaki megújításáról szóló tanulmányban már megjelent BALDOS és SINAC eredményeket.

Munkánk nem keres magyarázatot az esetleges eltérések okainak feltérképezésére, azt az Országos Katasztrófavédelmi Főigazgatóság (OKF), a Paksi Atomerőmű Zrt. (PA Zrt.), az Országos Atomenergia Hivatal (OAH) és az Magyar Tudományos Akadémia KFKI Atomenergia Kutatóintézet (AEKI) együttműködést igénylő jövőbeni feladatként képzeljük el.

ALKALMAZOTT SZOFTVEREK

Jelenleg az AEKI-ben több nemzetközi terjedésszámító szoftvert alkalmazunk, ezek pl. a HotSpot, a RASCAL és a PC COSYMA, így ezek eredményeit vetettük össze az OKF által alkalmazott RODOS, az OAH által használt SINAC és a PA Zrt. által alkalmazott BALDOS, és TREX modellek azonos bemenő adatokon alapuló eredményeivel.

BALDOS (Off-line baleseti terjedésszámítást és dózisbecslést végző program)

Az off-line változat mellett a Paksi Atomerőmű Dozimetriai Vezénylőjében létesített Környezeti Adatgyűjtő Rendszer részeként on-line, real-time üzemmódban is használják, amely jelenleg az erőmű saját terjedésszámító és döntéstámogató rendszere. A kód az atomerőműből az atmoszférába jutott radioaktív szennyezők környezeti mozgását és a lakossági dózisok meghatározását képes végezni baleseti szituációban [1].

HotSpot (Health Physics Codes)

A program a radioaktív anyagok légköri kibocsátása utáni sugárzási hatások becslésére alkalmas, elsőrendű közelítéseket nyújt különböző kibocsátási események után. A kód a katasztrófavédelemmel foglalkozó szakemberek által készítendő biztonsági elemzések támogatását segíti eredményeivel. Leginkább rövidtávú, (kevesebb, mint néhány óras) kibocsátási időtartamok vizsgálatára alkalmas [2].

PC COSYMA (COde SYstem for MAria)

Az Európai Közösség Bizottsága a Maria (Methods for Assessing the Radiological Impact of Accident) projekt keretén belül került kidolgozásra a programrendszer, amelynek legújabb változatát, a 2.1 verzióját az Európai Bizottság 1996-ban bocsátotta ki. A programcsomag Gauss-eloszláson alapuló csóvamodellt alkalmaz [3].

RASCAL (Radiological Assessment System for Consequence AnaLysis)

A szoftver kifejlesztése az Amerikai Egyesült Államok Nukleáris Szabályozó Bizottságának (NRC) Veszélyhelyzeti Műveleti Központjához fűződik. A program radiológiai veszélyhelyzetekben dózisbecslésekre alkalmas [4].

RODOS (Real time On-line DecisiOn System)

Az EU által támogatott, nemzetközi szinten egységes módszert nyújtó valós-idejű döntéstámogató rendszer. A rendszer a nukleáris eseményekre, nukleáris veszélyhelyzetekre való felkészüléshez, azok kezeléséhez, a sugárzási helyzet gyors értékeléséhez és az óvintézkedések, döntések szakmailag alátámasztott meghozatalához nyújt nemzetközi szinten egységes módszerű, megbízható segítséget [5].

SINAC (Simulator of Interactive Modeling of environmental consequences of Nuclear Accidents)

A program az atomerőművi balesetek környezeti hatásait elemző interaktív szakértői rendszer, környezeti szimulátor, a környezetbe került radioaktív anyagok terjedését, kiülepedését, a kialakuló dózisoskat, a várható egészségi hatásokat számolja és óvintézkedési javaslatokat ad a veszélyhelyzet korai fázisában [6].

TREX (Transport–Exchange)

A Paksi Atomerőmű Sugárvédelmi Osztálya, az Eötvös Loránd Tudományegyetem és a Radioökológiai Tisztaságért Társadalmi Szervezet által közösen fejlesztett szoftver feladata a normál és baleseti szituációkban a környezetbe kibocsátott radioaktív anyagok hatásának számítása és lakossági dózisosk meghatározása [7].

FORRÁSTAG, KIBOCSÁTÁSI SZÁMÍTÁSI PARAMÉTEREK

A modellezések számítási eredményeinek összevetéséhez, egyazon forrástagokat alkalmaztuk. A beállított paraméterek megegyeznek az ONER tanulmányban szereplő adatokkal [1].

Kibocsátás időtartama:	1 óra
Meteorológiai adatok:	
Szélsébség:	5 m/s
Szélmagasság:	120 m
Pasquill kategória:	D
Csapadék:	nincs
Kibocsátási magasság:	120 m (effektív kémény magasság)
Forrástag:	
Radionuklidok:	I-131, Cs-137, Xe-133
Kibocsátott aktivitás nuklidonként:	10^{12} Bq
Jódfrakciók:	50% elemi, 50% aeroszol
Vonatkoztatási csoport:	felnőtt lakosság (szabadban)
Expozíciós (integrálási) időtartam:	külső dózis: 1 hét pajzsmirigy dózis: 50 év

EREDMÉNYEK

A modellszámítások eltérő helyen történtek, a TREX számításait a PA Zrt., a RODOS program futtatásait az OKF végezte, a BALDOS és a SINAC eredményeit kiemeltük az ONER Tanulmányból [1], a PC COSYMA, HotSpot, és RASCAL számítások pedig az AEKI Környezetvédelmi Szolgálatán történtek. Az eredményeket az 1. és 2. táblázat tartalmazza. Kiemeltük az adott távolságra eső legmagasabb (piros) és legalacsonyabb (sárga) értékeket.

A talajfelületi szennyezettség számításoknál, mindhárom nuklidnál a TREX eredményei a legnagyobbak, a legkisebb értékeket minden távolságra a RODOS és a PC COSYMA számításai szolgáltatták. A levegő aktivitáskoncentráció időintegrál számításoknál a legmagasabb értékeket a BALDOS a HotSpot és a TREX, a legalacsonyabb értékeket RODOS számításai szolgáltatták.

1. táblázat. Levegő aktivitáskoncentráció időintegrál és talaj felületi szennyezettség a forrástól mért távolság függvényében

Nuklid	Program	Levegő aktivitáskoncentráció időintegrál (Bq·s/m ³)			Talaj felületi szennyezettség (Bq/m ²)		
		1,5 km	3,5 km	18 km	1,5 km	3,5 km	18 km
I-131	BALDOS	1,75E+06	8,54E+05	9,08E+04	9,60E+03	4,57E+03	4,76E+02
	HotSpot	4,40E+05	7,80E+05	2,00E+05	1,30E+03	2,30E+03	3,10E+02
	PC COSYMA	9,68E+05	3,08E+05	4,29E+04	5,32E+03	1,69E+03	2,33E+02
	RASCAL						
	RODOS	8,66E+04	3,12E+05	5,79E+04	1,78E+02	6,39E+02	1,08E+02
	SINAC	4,35E+05	6,43E+05	6,31E+04	2,32E+03	3,42E+03	3,23E+02
	TREX	2,70E+07	1,28E+07	3,10E+06	3,20E+03	4,15E+04	8,00E+03
Cs-137	BALDOS	1,79E+06	8,64E+05	9,48E+04	1,79E+03	8,64E+02	9,48E+01
	HotSpot	4,40E+05	7,80E+05	2,00E+05	1,30E+03	2,30E+03	6,10E+02
	PC COSYMA	9,74E+05	3,11E+05	4,39E+04	9,74E+02	3,11E+02	4,39E+01
	RASCAL						
	RODOS	8,69E+04	3,14E+05	5,92E+04	4,70E+01	1,70E+02	3,15E+01
	SINAC	4,35E+05	6,46E+05	6,64E+04	4,35E+02	6,46E+02	6,61E+01
	TREX	2,86E+07	1,30E+07	3,20E+06	2,13E+03	1,06E+03	4,59E+02
Xe-133	BALDOS	1,79E+06	8,65E+05	9,51E+04			
	HotSpot	4,30E+05	7,80E+05	2,10E+05			
	PC COSYMA	9,69E+05	3,10E+05	4,37E+04			
	RASCAL						
	RODOS	8,67E+04	3,14E+05	5,94E+04			
	SINAC	4,35E+05	6,46E+05	6,68E+04			
	TREX	2,66E+07	1,32E+07	3,12E+06			

2. táblázat. Az effektív dózis és a lekötött pajzsmirigy dózis a forrástól mért távolság függvényében

Nuklid	Program	Effektív dózis (nSv)			Lekötött pajzsmirigy dózis (nSv)		
		1,5 km	3,5 km	18 km	1,5 km	3,5 km	18 km
I-131	BALDOS	4,86E+03	2,32E+03	2,43E+02	2,39E+05	1,14E+05	1,20E+04
	HotSpot	1,30E+03	2,30E+03	6,10E+02			
	PC COSYMA	1,76E+03	5,60E+02	7,78E+01	4,02E+04	1,28E+04	1,78E+03
	RASCAL	8,90E+03	3,30E+03	8,40E+02	2,60E+05	9,40E+04	2,40E+04
	RODOS	1,69E+02	5,70E+02	1,11E+02	2,98E+03	1,07E+04	1,99E+03
	SINAC	8,96E+02	1,32E+03	1,30E+02	1,83E+04	2,72E+04	2,73E+03
	TREX	1,03E+04	5,02E+04	1,20E+04	1,94E+06	9,00E+05	2,15E+05
Cs-137	BALDOS	3,45E+05	1,66E+05	1,82E+04			
	HotSpot	1,30E+03	2,30E+03	5,90E+02			
	PC COSYMA	3,75E+02	1,21E+02	1,73E+02			
	RASCAL	8,90E+03	3,30E+03	8,40E+02			
	RODOS	1,03E+02	3,54E+02	6,95E+01			
	SINAC	4,80E+04	7,20E+04	7,40E+03			
	TREX	6,04E+03	2,75E+03	6,96E+02			
Xe-133	BALDOS	2,34E+00	1,11E+00	1,27E-01			
	HotSpot	6,80E-01	1,20E+00	3,20E-01			
	PC COSYMA	8,11E-01	3,42E-01	5,93E-02			

Nuklid	Program	Effektív dózis (nSv)			Lekötött pajzsmirigy dózis (nSv)		
		1,5 km	3,5 km	18 km	1,5 km	3,5 km	18 km
	RASCAL	2,70E+00	9,70E-01	4,80E-01			
	RODOS	1,32E-01	1,80E-01	6,37E-02			
	SINAC	1,47E+00	2,18E+00	2,26E-01			
	TREX	7,40E-01	2,10E+00	1,50E+00			

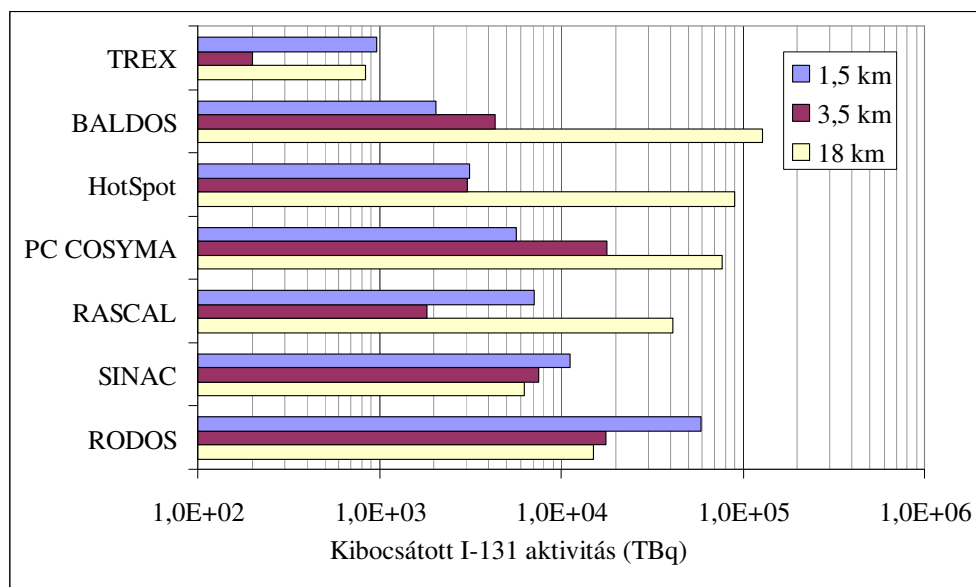
A RASCAL program modellezése nem teszi lehetővé közvetlenül talajfelületi szennyezettség és levegő aktivitás időintegrál értékek számítását.

A dózisszámításoknál, az effektív dózisértékeknél, I-131-re való számításoknál a TREX számításai eredményezték a legmagasabb, a PC COSYMA és a RODOS pedig a legalacsonyabb értéket. A Cs-137 esetében a BALDOS, a nemesgáz esetében pedig a BALDOS a SINAC és a TREX eredményei szolgáltatták a legmagasabb eredményeket, még a legalacsonyabbakat a RASCAL, a RODOS és a TREX.

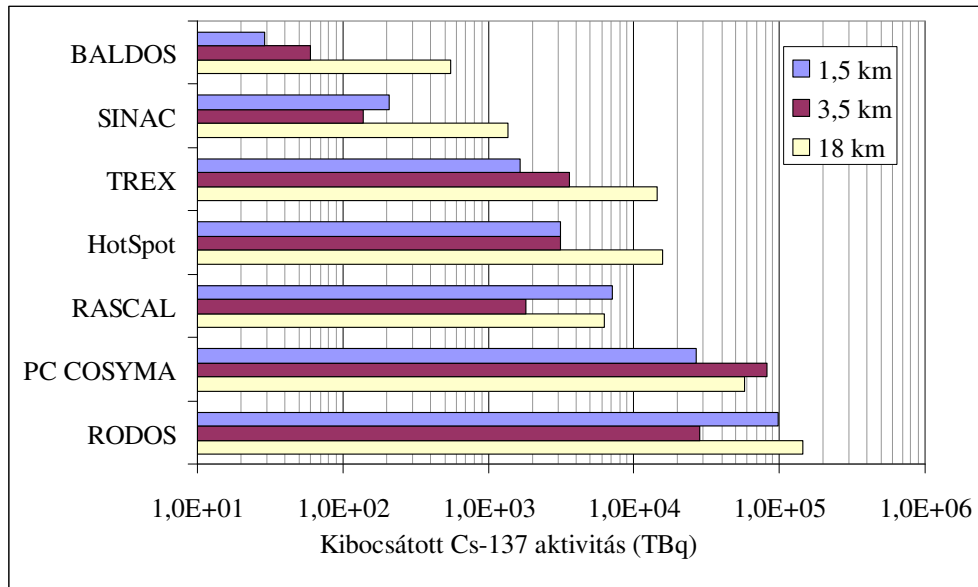
A lekötött pajzsmirigy dózis számításoknál a legmagasabb a TREX, a legalacsonyabb a PC COSYMA és a RODOS értékei voltak. A HotSpot program modellezése nem teszi lehetővé pajzsmirigy dózis számítását.

AZ EREDMÉNYEKBŐL EREDŐ INTÉZKEDÉSEK ELTÉRÉSEI

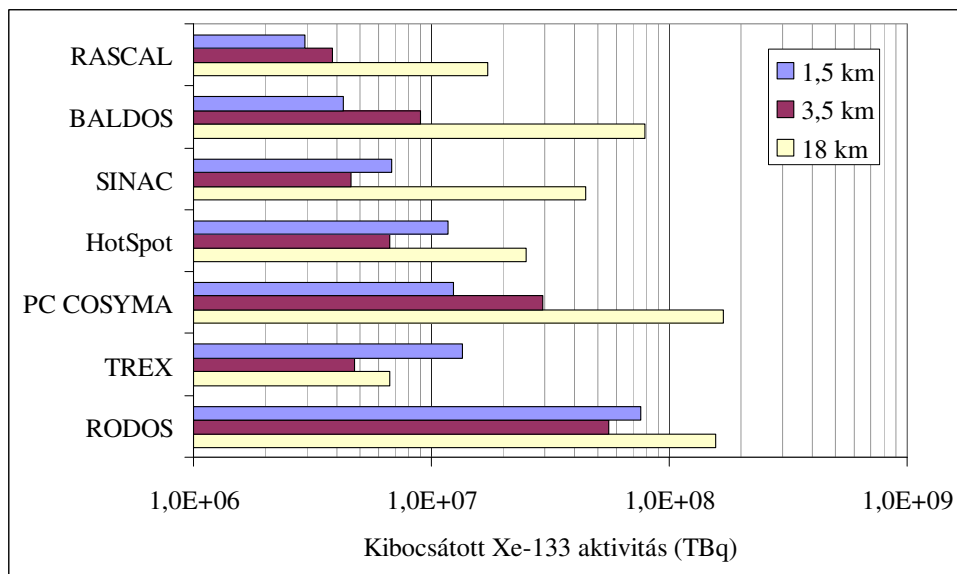
Az eredmények ismeretében megvizsgáltuk, hogy a különböző terjedésszámító szoftvereknél, mekkora kéményen kibocsátott aktivitás felelne meg a Paksi Atomerőmű kéményétől 1,5, 3,5 és 18 km-re elhelyezett receptor pontokra számolt 50 mSv effektív dózisértéknek, a kimenekítésre vonatkozó dóziskritériumnak. (A beavatkozási szint ugyan elkerülhető dózisban van kifejezve, itt azonban az egyszerűség kedvéért védőintézkedés nélküli dózist vettük alapul). A vizsgált szoftverek eredményei az 1,5 km-es értékek alapján lettek rendezve. Érdekesképpen, leolvasható a diagramokból, hogy az eltérések nem azonosak mindhárom távolságra. A BALDOS I-131-re történt számítása 18 km-re a legnagyobb értéket, 3,5 km-re a közepes értéket, míg 1,5 km-re a legkisebb értéket adta



1. ábra. 50 mSv effektív dózist eredményező kibocsátott I-131 aktivitás



2. ábra. 50 mSv effektív dózist eredményező kibocsátott Cs-137 aktivitás



3. ábra. 50 mSv effektív dózist eredményező kibocsátott Xe-133 aktivitás

AZ EREDMÉNYEKBŐL EREDŐ INTÉZKEDÉSI ELTÉRÉSEK

A vizsgált szoftverek eredményei és az általunk számolt 50 mSv effektív dózissra vonatkoztatott értékek között is nagyságrendi eltéréseket tapasztaltunk. Ezek az eltérések mindenképpen hatással lennének egy esetleges balesetet követő intézkedési eljárásra. A különbségek bemutatására megvizsgáltuk szoftverenként a reaktor kéménytől 1,5 km-re lévő településen élők kitelepítését elrendelő 50 mSv effektív dózisértéknek megfelelő kibocsátott aktivitások nagyságrendjét.

Program	Kibocsátott I-131 aktivitás (TBq)		
	1,0E+2–1,0E+3	1,0E+3–1,0E+4	1,0E+4 - 1,0E+5
RODOS			
SINAC			
RASCAL			
PC COSYMA			
HotSpot			
BALDOS			
TREX			

4. ábra. A kitelepítés elrendelése a kibocsátott I-131 aktivitás függvényében

Program	Kibocsátott Cs-137 aktivitás (TBq)			
	1,0E+1–1,0E+2	1,0E+2–1,0E+3	1,0E+3–1,0E+4	1,0E+4–1,0E+5
RODOS				
PC COSYMA				
RASCAL				
HotSpot				
TREX				
SINAC				
BALDOS				

5. ábra. A kitelepítés elrendelése a kibocsátott Cs-137 aktivitás függvényében

Program	Kibocsátott Xe-133 aktivitás (TBq)		
	1,0E+5 - 1,0E+6	1,0E+6 - 1,0E+7	1,0E+7 - 1,0E+8
RODOS			
TREX			
PC COSYMA			
HotSpot			
SINAC			
BALDOS			
RASCAL			

6. ábra. A kitelepítés elrendelése a kibocsátott Xe-133 aktivitás függvényében

I-131 kibocsátás esetében a TREX 100–1000 TBq nagyságrendű kibocsátásnál számítja a kitelepítés elrendelésére vonatkozó határértéket, a BALDOS, HotSpot, PC COSYMA, RASCAL 1000–10.000 TBq nagyságrendnél, a SINAC és a RODOS pedig csak 10.000–100.000 TBq nagyságrendnél.

A Cs-137 esetében még nagyobb a széthúzás, már négy nagyságrend között oszlanak meg a kitelepítési intézkedésekre vonatkozó értékek. A BALDOS és a PC COSYMA illetve a RODOS intézkedési szintet jelentő aktivitásai között 1000-szeres eltérés tapasztalható.

A nemesgázra vonatkozó aktivitásoknál jelentkezik a legkisebb eltérés, a SINAC, a BALDOS és a RASCAL csupán egy nagyságrenddel tér el a többi szoftver eredményétől.

AZ ELTÉRÉSEK VIZSGÁLATA

Az eltérések okainak részletes elemzése egy további feladat keretében lenne elképzelhető, ahol az OKF a PA ZRT. és az AEKI szakemberei egymás rendelkezésére bocsátják a szoftverek összes a számításaikban alkalmazott diszperziós (szigma) paramétereit. Jelen esetben csupán egy előzetes áttekintést végeztünk, melyben megvizsgáltunk néhány paramétert. Elsősorban azt érdemes megemlíteni, hogy a terjedésszámítási modellezés mind a hét szoftvernél Gauss-eloszlású csóvamoddellel történik, a dózisszámítási modellben sincs eltérés, a dózisszámítás fél végtelen dóziskonverziós tényezők alkalmazásával történik, a dóziskonverziós tényezők értékében viszont már jelentős eltérés tapasztalható. Néhány további adatot a 3. táblázat tartalmaz.

3. táblázat. A szoftverekben alkalmazott főbb számítási paraméterek

Program	Felületi érdesség (m)	Száraz ülepedési sebesség (aeroszol, m/s)	Száraz ülepedési sebesség (elemi jód, m/s)
BALDOS	<1	1,0E-03	1,0E-02
HotSpot	0,82	3,0E-03	-
PC COSYMA	<1	1,0E-03	1,0E-02
RASCAL	0,7	-	-
RODOS	-	-	-
SINAC	<1	1,0E-03	1,0E-02
TREX	-	1,0E-03	1,0E-02

	Keveredési rétegvastagság (m)	Az effektív dózis számításánál figyelembe vett terjedési útvonalak	Légzési sebesség (felnett, m ³ /s)
BALDOS	-	felhő, talaj, inhaláció, bőr	2,7E-04
HotSpot	500	felhő, talaj, inhaláció, bőr	3,33E-04
PC COSYMA	560	felhő, talaj, inhaláció, bőr	2,27E-04
RASCAL	390	felhő, talaj, inhaláció	-
RODOS	-	felhő, talaj, inhaláció, bőr	3,33E-04
SINAC	500	felhő, talaj, inhaláció, bőr	2,70E-04
TREX	560	felhő, talaj, inhaláció	2,27E-04

ÖSSZEFOGLALÁS

Az OKF, a PA Zrt és az AEKI együttműködésben lezajlott vizsgálat rámutatott a jelenleg hazánkban és nemzetközi szinten alkalmazott terjedésszámító szoftverek számítási különbségeire, illetve az eltérésekből adódó intézkedési eltérésekre. Ezen eltérések tisztázása kiemelt feladat, annak érdekében, hogy az indokolt védőintézkedések kellő időben megtörténjenek.

IRODALOM

- [1] Solymosi József (szerk.): Országos Nukleárisbaleset-Elhárítási Rendszer (ONER) döntéstámogató és értékelő rendszerének műszaki megújítása. Tanulmány (2008)
- [2] Steven G. Hormann: HotSpot – Heath Physics Codes Version 2.07 User's Guide (2009)
- [3] National Radiological Protection Board, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH: PC COSYMA Version 2.0 User Guide, (EUR 16240 EN, NRPB-SR280) (1995)

- [4] George F. Athey, Stephen A. McGuire, and J. Van Ramsdell, Jr.: RASCAL 3.0.5 Workbook (2007)
- [5] Mikkelsen, S. Thykier-Nielsen, P. Astrup, J. M. Santabarbara, J. H. Sorensen, A. Rasmussen, L. Robertson, A. Ullerstig, S. Deme, R. Martens, J. G. Bartzis and J. Pasler-Sauer, Met-Rodos: a comprehensive atmospheric dispersion module, *Radiat. Prot. Dosim*, **73**, 45-56 (1997)
- [6] <http://www.kfki.hu/~aekihp/reports2001/sinac.htm>
- [7] Dombovári Péter, Ranga Tibor, Nényei Árpád, Bujtás Tibor, Kovács Tibor, Jobbágy Viktor, Vincze Csilla, Molnár Ferenc: Új terjedésszámító szoftver fejlesztése és bevezetése a Paksi Atomerőműnél, <http://www.sugarvedelem.hu/sugarvedelem>. I. évfolyam, 1. szám (2008), 30-36.