

Falak önárnyékolásának hatása neutronaktivációt követő gamma-dózisterek számításakor

Elter Zsolt, Erik Andersson Sudén

Uppsala University, Department of Physics and Astronomy

Ånstromlaboratoriet, Lägerhyddsvägen 1. Box 516, 751 20 Uppsala

Az Uppsala-i Egyetemen a közeljövőben üzembe helyeznek egy D-T neutrongenerátort, melynek az engedélyeztetéséhez szükséges volt a generátort környező szerkezeti elemek (falak, kollimátor) neutronaktivációját követő gamma-sugárzás okozta dózisterhelések vizsgálata. A vizsgálat során a generátor körüli neutronteret MCNP6-tal számoltuk, majd a neutronaktivációt követően kialakuló gamma-sugárzás forrástagjának meghatározásához a FISPACT-II-kódot alkalmaztuk, végezetül a gamma-sugárzás által keltett dózisteret ismét MCNP6 segítségével becsültük meg. Ez a módszertan ugyan egyszerű, viszont az eredmények rendkívül érzékenyek arra, hogy a neutronaktivációt mennyire finom geometriában számítjuk.

Bevezetés

A közeljövőben üzembe helyezik a NESSA (NEutron Source in UppSala) D-T típusú neutrongenerátort az Uppsala-i Egyetemen [1]. A generátort oktatási feladatokra, valamint a kutatásban fogják használni. Az elsődleges célja az, hogy szinten tartsák az egyetemen felhalmozott alkalmazott magfizikai tudást, és laborgyakorlatok, valamint nyári iskolák során lehetőséget nyújtsanak a diákoknak a kísérleti magfizika megismerésére.

A generátor közel monoenergius (14,1 MeV) neutronokat bocsát ki 4×10^{10} neutron/másodperc névleges forráserősséggel. A generátor üzemelése során a forráserősség a trícium keletkezés miatt növekedhet. A gyártó a növekedés mértékéről nem rendelkezik pontos adattal, az általuk közölt információ szerint a maximális érték nem fogja meghaladni a 10^{11} neutron/másodpercet, így az elemzésekben ezt az értéket használtuk. Mindazonáltal a hasonló generátorokkal rendelkező intézetekkel folytatott informális egyeztetések alapján a legnagyobb forráserősség várhatóan 6×10^{10} neutron/másodperc alatt lesz.

Mint az 1. ábra bal oldalán látható felülnézeti kép mutatja, az "S"-sel jelölt forrás egy kisebb helyiségben lesz elhelyezve, a neutronnyaláb pedig egy kollimátornyíláson keresztül jut el a "D1"-gyel jelölt besugárzási ponthoz, ahol kísérlettől függően más és más céltárgyakat helyeznek el. A 10 cm átmérőjű kollimátor nyílása 150 cm magasságban helyezkedik el. A generátor és a besugárzó hely köré egy beton bunkert építettek. A bunker szomszédságában más kísérleti berendezések találhatóak. A generátorral besugárzást végző személyzet a bunker bejáratánál foglal majd helyet. A generátor üzemelése során a generátort körülvevő szerkezeti elemek (az 1. ábra bal és jobboldalán szürkével jelölt beton falak, földem, talaj, a zöldes késsel jelölt vas kollimátor, sötét késsel jelölt ólom árnyékolás, valamint világoskékkel jelölt plexi lap) is felaktiválódnak.

A generátor engedélyeztetéséhez szükséges, hogy megbecsüljük az aktivációt követő késő gamma-sugárzás által

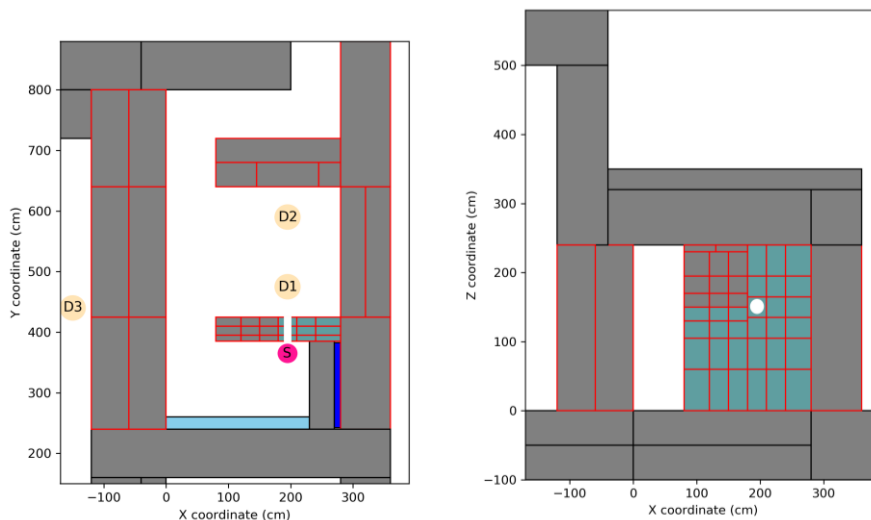
okozott külső sugárterhelést. Figyelembe véve, hogy a mérést végző hallgatóknak és a személyzetnek a besugárzást követően is csak korlátozott ideig szükséges a sugárforrással szomszédos helyiségben tartózkodni, ezért az előzetesen megállapított követelmény az volt, hogy a "D1"-gyel, valamint "D2"-vel jelölt pozíciókban a dózisteljesítmény maximálisan megengedhető értéke $25 \mu\text{Sv/h}$. Ezenkívül a "D3"-mal jelölt pozícióban, ahol egy másik berendezéssel kapcsolatos mérések folynak, a sugárzás ne haladja meg az $1 \mu\text{Sv/h}$ dózisteljesítményt.

Jelen cikk bemutatja, hogy milyen módszerrel állapítottuk meg a fent említett pozíciókban a dózisteljesítményt, valamint, hogy milyen hatással van a számított eredményekre az, ha a neutronaktivációs számítások során egyes falakat egyben vagy kisebb részekre bontva kezelünk. A cikk terjedelmére való tekintettel erre csak egy példát mutatunk be.

Módszertan

A neutronbesugárzást követő késő gamma-fotonok transzportját akár teljes egészében Monte-Carlo alapú számításokkal is el lehetne végezni. Ezen számítások viszont kiterjedt geometriák esetén viszonylag lassúak, hiszen reakciónként kell mintavételezni a keletkező végertermeket, majd az azáltal kibocsátott gamma-részecskéket. Jelen megoldásban ezért a részecsketranszport és az aktiváció számításának különválasztása mellett döntöttünk.

A számítási sorozatot három lépésben hajtottuk végre: először kiszámítottuk a generátor környezetében a neutronok térbeli, valamint energia szerinti eloszlását, majd ezen információkat felhasználva kiszámoltuk a szerkezeti anyagokban a neutronbesugárzás hatására keletkező izotópok mennyiségét, aktivitását, valamint gamma-emissziós spektrumát, végezetül a gamma-forrástag ismeretében meghatároztuk a dózisteljesítményt a "D1", "D2" és "D3"-mal jelölt pozíciókban.



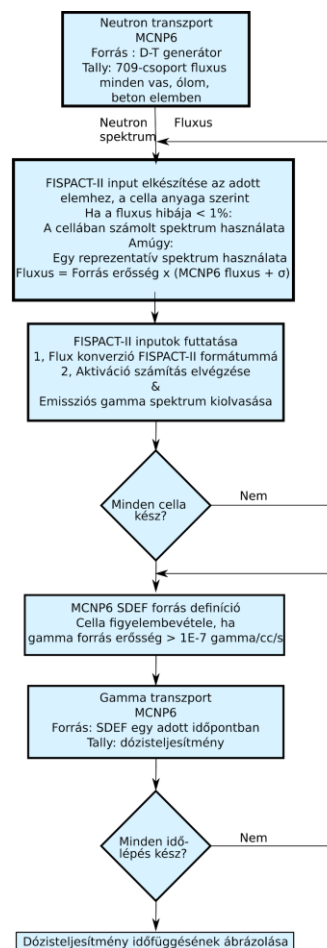
1. ábra: A neutrongenerátor környezete. Bal: XY metszet z=150 cm magasságon. Jobb: XZ metszet y=400 cm.

Számítási keretrendszer

A számítások folyamatát a 2. ábra foglalja össze. Az első, valamint a harmadik lépésben (tehát a neutron- és gamma-transzport számítások során) az MCNP6 Monte-Carlo-részecske-transzport-kódot használtuk [2]. A felhasznált geometria ugyanaz volt mindkét MCNP6 számítás során. A neutrontranszport-számításnál a forrástagot a D-T generátor adta, és a számítás során a neutronfluxust, valamint a neutronspektrumot határoztuk meg minden olyan geometriai cellában, mely betont, vasat, ólmot vagy plexit tartalmazott. A spektrumot 709 energiacsoportban számítottuk. A neutrongenerátor forráserősségének a korábban említett indoklás alapján 10^{11} neutron/másodpercet feltételeztünk, mely konzervatívnak tekinthető.

A második lépésben neutronaktivációs számításokat végeztünk az összes geometriai cellára a FISPACT-II-kód segítségével [3]. Ezen kód a transzmutációs egyenletrendszert oldja meg, melyhez először a hatáskeresztmetszeteket kell súlyoznia a megadott neutronspektrummal. A program a besugárzott anyagot végtelen kiterjedésűként és homogénként kezeli. Ez azt jelenti, hogy az olyan nagyméretű geometriai elemek vizsgálata, melyekben a neutronfluxus, és esetleg a spektrum is változhat az elemen belül, pontatlansághoz vezethet. A kód képes meghatározni a neutronbesugárzás hatására az anyagban keletkező izotópok mennyiségét, valamint a radioaktív anyagok által kibocsátott gamma-sugárzás spektrumát. A számításokban 4 órás besugárzásokat feltételeztünk, és a forráserősséget kiszámoltuk 1 perccel, 10 perccel, 2 órával, 1 nappal, 7 nappal, valamint 100 nappal a besugárzás után.

A harmadik lépésben, az MCNP6 gamma-transzport-számítások során a gammaforrást a különböző strukturális elemekben helyeztük el az előző lépésben kiszámított forráserősség, valamint emissziós gamma-spektrum alapján. Ekkor a számítás eredményét a "D1", "D2", valamint "D3" pontokban fellépő dózisteljesítmény adta. Ehhez a kiszámolt fluxusértékeket az MCNP6-ban ajánlott, ICRP-21-ben elérhető tényezőkkel konvertáltuk dózisteljesítménnyé [2]. A fluxust 150 cm magasságban, tehát a kollimátornyílás magasságában elhelyezett 10 cm sugarú gömbökben határoztuk meg. Az így kapott értékek tehát felülbecslik a testmagasságra átlagolt dózisteljesítményt.



2. ábra: A számításorozat folyamatábrája.

Mivel a geometria meglehetősen sok elemből állt, ezért a számításokat automatizáltuk. Ezt Python-szkriptek segítségével oldottuk meg, melyek az MCNP6 neutrontranszport-számítás kimeneti fájljaiból kiolvasták a neutronfluxus- és spektrumeredményeket, majd minden térfogatelemhez előállították a megfelelő FISPACT-II inputfájlokat, és lefuttatták a programot. Létrehoztunk egy Python-keretrendszert is, mely a FISPACT-II által számolt gamma-spektrumok alapján létrehozta az MCNP6 formátumú forrásdefiníciót. A modul segítségével a felhasználó

definiálhat *Cella* objektumokat, melyek tárolják a térfogatelemek méreteit (a program jelenleg csak téglatest alakú térfogatelemeket támogat), az MCNP6 inputban használt nevüket, valamint a cellákhoz tartozó FISPACT-II outputfájlok elérési útját. A *Cella* objektumok gyűjteményeként definiálható egy *Forrás* objektum, melynek egy metódusa előállítja az MCNP6 számára értelmezhető forrásleírást.

A számítások során nem vizsgáltuk, hogy a neutrontranszport-számítások hibája hogyan terjed tovább a neutronaktivációs, majd a gamma-transzport számításokba. Ehelyett a neutronaktivációs számításokban beállított neutronfluxus-értékeket megnöveltük az MCNP6 eredmények standard hibájával.

A geometria felbontása

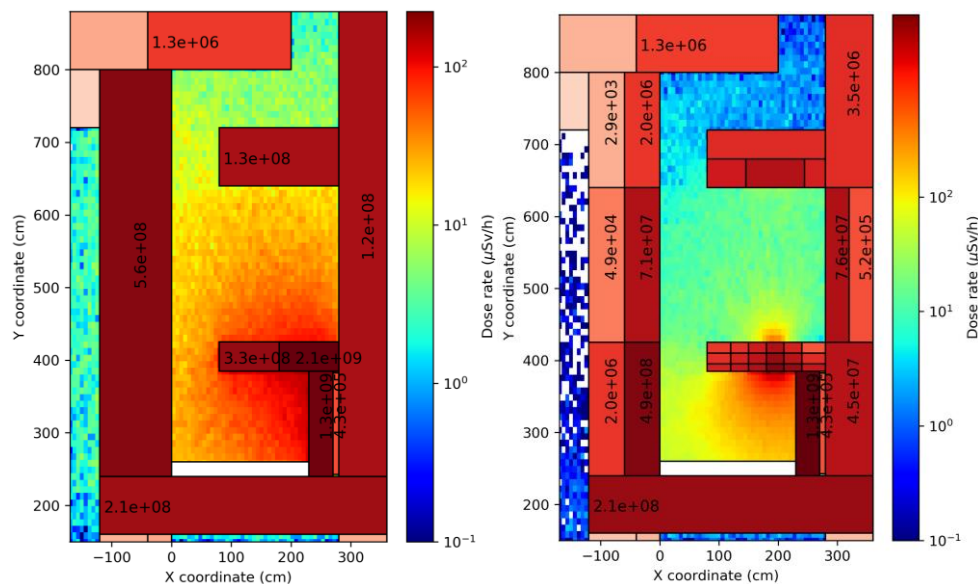
Mint korábban említettük, a FISPACT-II-kód alkalmazásának egyik hátránya, hogy a nagy kiterjedésű térfogatokban a neutronfluxust egy átlagos értékkel jellemezzük, míg a valóságban a fluxus a térfogatelem méretétől, valamint anyagától függően akár több nagyságrenddel is csökkenhet az elemen belül. Ennek eredményeként a térfogatelemekre becsült gamma-forrástag is egy átlagos érték lesz, míg a valóságban a térfogatelemnek a neutronforráshoz közelebb eső részei jobban felaktiválódnak, mint a távolabb eső részei. Kézenfekvő megoldásnak tűnik tehát a nagy méretű térfogatelemeket kisebb nódusokra felbontani, és ezen

kisebb elemekben külön-külön becsülni a fluxust, majd pedig elvégezni a neutronaktivációs számítást. A Monte-Carlo-számítások és az úthossz alapú fluxusbecslők természetéből fakadóan viszont minél kisebb térfogatelemekben próbáljuk becsülni a fluxust és a neutronspektrumot, annál hosszabb számításokra van szükség, hogy ezt elfogadható hibával tudjuk megtenni. Érdemes megjegyezni azt is, hogy a térfogatelemek feldarabolása nehezen automatizálható feladat, így annak emberi erőforrás igénye is jelentős.

Az 1. ábra bal és jobb oldali részén piros kerettel jelöltük azon térfogatelemeket, amelyeket kisebb részekre osztottunk: a forrást körülvevő bunker baloldali, jobboldali valamint a bejáratot eltakaró falát 6, 4, illetve 6 részre daraboltuk, valamint a forrást és a besugárzási pozíciót elválasztó kollimátort és falat 120 részre osztottuk. Mivel itt nem részletezett vizsgálatok rámutattak, hogy az eredmények a kollimátorfal felosztására a legérzékenyebbek, valamint a sugárterhelést a "D1" és "D2" pontokban ezen fal aktivációja dominálja, ezért ebben a falban igyekeztünk a neutronfluxus térbeli eloszlását a legfinomabb hálóban megállapítani.

Eredmények

A falakban 1 perccel a 4 órás besugárzást követően kialakuló gamma-forráserősség és a bunkerben kialakuló dózisteljesítmény a 3. ábrán látható.



3. ábra: Gamma-forráserősség a falakban (pirosszínskála, a megjelenített értékek foton/s egységekben) és dózisteljesítmény térkép ("jet" színskála, $\mu\text{Sv/h}$ mértékegységgel), $z=150$ cm magasságban. A kollimátor nyílását itt nem ábrázoltuk.

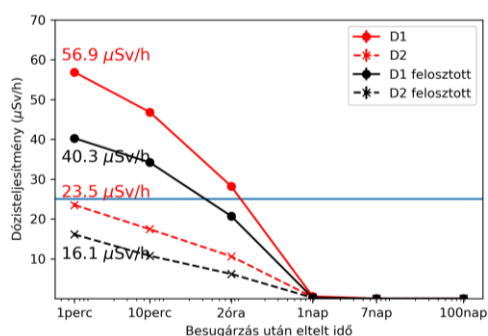
Az ábra bal oldala mutatja be azt az esetet, amikor a térfogatelemeket nem osztottuk kisebb részekre, míg a jobb oldalon szerepelnek a felosztással kapott eredmények. Ezen ábrák tehát két fizikai mennyiséget mutatnak be: egyrészt a falak színét adó pirosskála jelöli az adott térfogatelem gamma-forráserősségét, másrészt a falak közti teret a dózisteljesítmény alapján színeztük. A forráserősség nagysága függ az adott helyen fellépő neutronfluxus nagyságától, az adott elem térfogatától, és a cella anyagától. Érdemes megfigyelni, hogy ha a jobb oldali ábrán a kisebb faldarabok forráserősségét összegezzük a bal- illetve jobb

oldali falakra (melyeket axiálisan nem osztottunk nódusokra), akkor az értékek megegyeznek a bal oldali ábrán látható értékekkel. Látszik, hogy ez az átlagos, egyenletes térbeli eloszlást feltételező érték mennyire pontatlanul írja le az aktivitás térbeli eloszlását a falakon belül. Például a forrástól balra található, 6 részre osztott fal egyhatodában található a fal aktivitásának közel 90%-a, míg egyenletes eloszlás esetén ez a rész a sugárzásnak csak 17%-át adná. Ennek eredményeként a "D3" dózispontban számolt dózisteljesítmény $3 \mu\text{Sv/h}$ -nak adódik a bal oldali esetben, míg $0,1 \mu\text{Sv/h}$ -nál kisebb a jobb oldali esetben. Ennek oka nem csak az, hogy a baloldali esetben a dózispont

közvetlen közelében az egységnyi térfogatra jutó forraserősséget felülbecsültük, hanem az is, hogy a jobboldali felosztásnál a fal erősen aktív részét a fal többi része árnyékolja.

Hasonló gondolatmenettel belátható, hogy a "D1" és "D2" dózispontok környezetében számolt dózisteljesítmény miért adódik alacsonyabbnak abban az esetben, ha a forrás és a besugárzási pont között elhelyezkedő kollimátor- és faltérfogatókat feldaraboljuk. A fal aktívabb része a forrashoz közelebbi oldalon található, mely bizonyos mértékben árnyékolódik. Mindazonáltal, mivel a neutronok a kollimátor nyílása mentén aktívak legelősebben a falat, és a rés helyén nincs árnyékoló anyag, a kollimátornyílás közvetlen közelében a valós dózisteljesítmény magasabbnak adódik, mint a felosztás nélküli esetben.

A 4. ábra megmutatja a dózisteljesítmény változását a besugárzás után eltelt idő függvényében. Az ábrán látható értékek hibája olyan kicsi, hogy a jelölők eltakarják a hibát jelző korlátot. Viszont ez csak a gamma-transzportszámítások hibáját adja meg, ahogy korábban is említettük. Az eredményeken ismét jól látszik, hogy abban az esetben, ha a falakat nem osztjuk kisebb részekre, a dózisteljesítményt felülbecsüljük. Mindkét módszer szerint a "D1" dózispont esetén közel több mint egy órát kell várni, hogy a dózisteljesítmény a megengedhető $25 \mu\text{Sv/h}$ érték alá csökkenjen. Mindazonáltal a "D2" dózispont már közvetlenül a besugárzás után is biztonságosan megközelíthető. Ismét érdemes megemlíteni, hogy a 4. ábrán szereplő értékeket a kollimátor nyílásának a magasságában számoltuk.



4. ábra: Dózisteljesítmény a besugárzás után eltelt idő függvényében

Konklúzió és összefoglalás

Jelen cikk bemutatta a NESSA neutrongenerátor sugárvédelmi elemzésének azon részét, mely a strukturális anyagokban neutronaktivációval keltett késő gamma-sugárzás

dózisterhelését vizsgálja. Az eredmények közlése mellett kitértünk arra is, hogy a térfogatelemek kisebb darabokra osztása hogyan befolyásolja az eredményt. Nevezetesen, hogy a becslt dózisteljesítmény jelentősen csökken, miután a falakat kisebb részekben vizsgáljuk. Felmerül annak a kérdése, hogy mi alapján dönthető el, hogy az alacsonyabb dózisteljesítmény értékek közelebb állnak-e a valósághoz. Be kell látnunk, hogy a falak radioaktivitása a valóságban sem egyenletes, hanem a sugárforrashoz közelebbi részekben több radioaktív izotóp keletkezik, így az intuíció szerint az alacsonyabb értékek valószínűsíthetők. Természetesen kétséget kizáró bizonyítékkal csak a generátor végső üzembe helyezési engedélyének kibocsátását megelőző mérésorozat szolgálhat majd.

Megjegyzendő viszont, hogy néhány térfogatelemben épp ellenkezőleg, a dózispontokhoz közelebbi falrészek lesznek a valóságban radioaktívak. Ilyen fal például a bejárat labirintusának a fala, melyet közvetlenül ér a neutronnyaláb. Habár jelen cikkben a terjedelemben való tekintettel nem térünk ki rá, de a térfogatok felosztását lépésekben végeztük el, így bemutattuk, hogy ennek a falnak a kisebb részekre darabolása enyhén megemeli a dózisteljesítmény értékét a "D1" és "D2" pontokban. Hasonlóan meg kell jegyeznünk, hogy a kollimátor falának a legaktívabb része a nyílás körül található, így ha ezen részt tovább finomítjuk, az közvetlenül a nyílás előtt megnöveli a dózisteljesítmény értékét, viszont a nyílás vonalából kilépve a dózisteljesítmény csökkenne.

Természetesen a geometriai modellt lehetne tovább finomítani, és nehéz megítélni, hogy az eredmények mikor konvergálnának a valósághoz. Mindenesetre a geometria további finomítása jelentős időráfordítást igényel. Elmondható viszont, hogy az eredmények a jelenlegi formájukban is konzervatívak, hiszen feltételezhető, hogy a számításokban használt forraserősség közel kétszer akkora, mint a gyakorlatban várható érték. Ezen felül a fluxus-dózisteljesítmény konverziót modernebb együtthatókkal is elvégeztük, melyek alacsonyabb dózisteljesítményt eredményeztek.

Mindazonáltal az eredmények rámutattak, hogy a "D1" pontban, 150 cm magasságban előfordulhat $25 \mu\text{Sv/h}$ -t meghaladó dózisteljesítmény, így gondoskodnunk kell a felhasználók által használt szoba árnyékolásáról. Az itt közölt tanulmány folytatásaként megvizsgáltuk, hogy különböző árnyékolási stratégiák milyen mértékben tudják biztosítani, hogy a dózisteljesítmény a megkövetelt szint alatt maradjon, viszont ezen eredmények már túlmutatnak jelen cikk tartalmán.

Köszönetnyilvánítás

Szeretnénk köszönetet mondani Buday Péternek, aki a VISED szoftver segítségével ellenőrizte, hogy az általam előállított MCNP gammaforrás-definíciók valóban az elvárások szerint működnek.

Irodalomjegyzék

- [1] A. Prokofiev: *Development of the NESSA high-intensity neutron source to a national neutron facility, előadás diák. 2016 SKC Symposium, URL (elérve 2020. június.): https://www.kth.se/polopoly_fs/1.680368.1550155783!/Presentation_Alexander_Prokofiev_UU.pdf*
- [2] T. Goorley, et. al., "Initial MCNP6 Release Overview", *Nuclear Technology*, 180, 298 (2012)
- [3] J.-Ch. Sublet et al., "FISPACT-II: An Advanced Simulation System for Activation, Transmutation and Material Modelling", *Nuclear Data Sheets*, 139, (2017)