



ZBORNIK 4. KONFERENCE MLADIH Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8) INSTITUTA "JOŽEF STEFAN"

Povzetki prispevkov, predstavljenih na konferenci v Reaktorskem centru Podgorica, 27. februarja 2017

> 2017 Odsek za reaktorsko fiziko (f8) Institut "Jožef Stefan"

ZBORNIK 4. KONFERENCE MLADIH Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8) INSTITUTA »JOŽEF STEFAN«

Uredniki in avtorji prispevkov: (abecedni vrstni red)	Klemen Ambrožič Andrej Brešan Francisco Cabrera Dušan Ćalić Aljaž Čufar Tanja Kaiba Bor Kos Domen Kotnik Ana Marin Vid Merljak Anže Pungerčič Vladimir Radulović Lino Šalamon Žiga Štancar Maruša Turk Damijan Valentinuzzi Andrej Žohar
Ilustracije:	Vid Merljak, Aljaž Čufar
Oblikoval in tehnično uredil:	Bor Kos, Vid Merljak
Jezikovno pregledali:	Bor Kos, Tanja Kaiba, Klemen Ambrožič
Prva izdaja	
Izdal:	Odsek za reaktorsko fiziko (F8), Institut "Jožef Stefan", Ljubljana, 2017
Direktor Instituta:	prof. dr. Jadran Lenarčič
Vodja Odseka za reaktorsko fiziko (F8):	doc. dr. Luka Snoj
© Institut "Jožef Stefan", Ljubljana, 2017	
Naklada:	50 elektronskih izvodov
ISBN:	978-961-264-110-8
Cena:	Brezplačno
CIP - Kataložni zapis o publik Narodna in univerzitetna knjiž	aciji nica, Ljubljana
621.039.5(082)(086.034.44)	
Zbornik 4. konference mladi Instituta Jožef Stefan, Reakto	h z Odseka za reaktorsko fiziko (F8 rski center Podgorica, 27.februar 2

Zbornik 4. konference mladih z Odseka za reaktorsko fiziko (F8) Instituta Jožef Stefan, Reaktorski center Podgorica, 27.februar 2017 [Elektronski vir] / [uredniki in avtorji prispevkov Klemen Ambrožič ... [et al.] ; fotografija in ilustracije Vid Merljak, Aljaž Čufar]. - 1. izd. -Ljubljana : Institut Jožef Stefan, 2017

ISBN 978-961-264-110-8 1. Ambrožič, Klemen, fizik 291461376

Predgovor

Na Odseku za reaktorsko fiziko Instituta »Jožef Stefan« se je v zadnjih letih povprečna starost raziskovalcev prepolovila, predvsem na račun mladih v okviru magistrskega ali doktorskega študija in pa mladih raziskovalcev po zaključku študija. Zato že nekaj let zapored organiziramo, sedaj že tradicionalno, Konferenco mladih z Odseka za reaktorsko fiziko. Ideja je, da se mladi enkrat letno zberemo in kolegom predstavimo svoje delo, pri čemer krepimo svoje veščine javnega nastopanja, kar je pri predstavljanju rezultatov znanstvenih raziskav ključnega pomena. Poleg tega pride do izmenjave idej in sodelovanj med posamezniki in prepletanja med različnimi raziskovalnimi področji.

4. Konferenca mladih iz odseka za reaktorsko fiziko se je izkazala kot nadvse uspešna z udeležbo avtorjev z različno tematiko, ter poslušalcev iz drugih raziskovalnih odsekov in inštitucij. V tem duhu upamo, da bomo v prihodnjih letih vključili še večje število avtorjev iz različnih področij, kar bi še bolj spodbudilo medsebojno sodelovanje in interdisciplinarnost.

Organizacijski odbor

Zahvala

Iskrena zahvala gre vsem zaposlenim na Odseku za reaktorsko fiziko, predvsem vodji doc. dr. Luki Snoju za spodbudo mladih, tajnici Urški Turšič za administrativno pomoč ter Bojanu Žefranu za tehnično pomoč. Zahvala gre tudi odseku za znanosti o okolju (O2) za uporabo njihove nove predavalnice, mladim iz odseka medicinske fizike, Fakultete za matematiko in fiziko za soudeležbo na konferenci ter gostujočemu študentu iz Čila, Franciscu Cabrera. Zahvalili bi se radi tudi vsem udeležencem za številčno udeležbo, kritična vprašanja in uspešno izpeljano konferenco.

Organizacijski odbor

Zbornik je v pričujočo obliko preveden z uporabo $I_{TE}X 2_{\varepsilon}$, oz. natančneje distribucije LUAIATEX. Bibliografija je urejena s pomočjo paketa BIBIATEX. Pri oblikovanju sta bili uporabljeni pisavi Alegreya in ALEGREYA SC, katerih avtor je Juan Pablo del Peral, na naslovnici pa je uporabljena pisava Foglihten avtorjev gluk. Te pisave so dostopne pod licenco SIL Open Font License. Uporabljena je bila tudi prosto dostopna tekstura papirja[†] avtorice melemel.

Organizacija konference

Organizacijski in programski odbor	Klemen Ambrožič
	Tanja Kaiba
	Bor Kos

Oblikovanje vabila in programa Oblikovanje zbornika Tanja Kaiba Bor Kos Vid Merljak

Lektoriranje zbornika

Bor Kos Tanja Kaiba Klemen Ambrožič

Kazalo

Del I Vabljeno predavanje	1
1. STRIGA - Programski paket za Monte Carlo preraču- ne raziskovalnih reaktorjev TRIGA	
Dušan Ćalić	3
Del II Fisija	9
2. Analiza pulzov reaktorja TRIGA Mark II na IJS Anže Pungerčič	11
3. Karakterizacija polja žarkov gama v reaktorju TRIGA na IJS	
Klemen Ambrožič	15
4. Zasnova in namestitev nove obsevalne naprave v tan- gencialnem kanalu reaktorja TRIGA na IJS	
Vladimir Radulović	21
5. Research reactors in Chile	
Francisco Cabrera	23
6. Dozno polje žarkov gama okoli uparjalnika zaradi ra- dioaktivne vode	
Andrej Žohar	27
7. Verifikacija kinetične simulacije programa GNOMER	
Vid Merljak	31
8. Analiza referenčnega eksperimenta v sferični geometriji	
Tanja Kaiba	35
9. Validacija računalniškega programa ADVANTG na re- ferenčnem eksperimentu	
Domen Kotnik	39

10. Spletni seznam izvorov jedrskih podatkov za knjižnice JEFF, JENDL in ENDF	
Andrej Brešan	45
11. Meritve totalnega preseka in preseka za zajetje nev- tronov naravnega srebra v resonančnem območju z meto- do časa preleta nevtrona	
Lino Šalamon	49
Del III Fuzija	55
12. Izračun nevtronske fluence na eksperimentalnih pozi- cijah z Monte Carlo in determinističnimi kodami	
Bor Kos	57
13. Modeliranje Emisije Nevtronov v Velikih Tokamakih	
Žiga Štancar	61
14. Kalibracija detektorjev nevtronov tokamaka JET	
Aljaž Čufar	65
Del IV Medicinska fizika	69
Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin	69 71
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom 	69 71
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 	69 71 75
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo 	69 71 75
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo Damijan Valentinuzzi 	69 71 75 79
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo Damijan Valentinuzzi Del V Dodatek 	 69 71 75 79 83
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo Damijan Valentinuzzi Del V Dodatek Vabilo na konferenco 	 69 71 75 79 83
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo Damijan Valentinuzzi Del V Dodatek Vabilo na konferenco Program konference 	 69 71 75 79 83
 Del IV Medicinska fizika 15. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb Ana Marin 16. Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom Maruša Turk 17. Računalniški model kombiniranega zdravljenja z ra- dioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo Damijan Valentinuzzi Del V Dodatek Vabilo na konferenco Program konference Udeleženci konference 	 69 71 75 79 83

I. del: Vabljeno predavanje



Moderator: Bor Kos

1. PRISPEVEK

STRIGA - Programski paket za Monte Carlo preračune raziskovalnih reaktorjev TRIGA

Dušan Ćalić

Uvod

STRIGA, oziroma Serpent-TRIGA, je program namenjen preračunom raziskovalnih reaktorjev TRIGA z metodo Monte Carlo oziroma s Serpent programom. Program se uporablja kot pripomoček pri projektiranju sredice. S programom STRIGA odčitamo shemo polnitve sredice, ki jo uporabljamo za program TRIGLAV in skonstruiramo vhodno datoteko za 3-D preračun reaktorja TRIGA s programom Serpent. S programom Serpent lahko nato izvajamo natančne izračune, kjer so rezultati primerljivi z izračuni, ki jih opravimo s programom MCNP (D. in sod., 2016). Za razliko od MCNP programa lahko opravimo tudi izračune zgorevanja goriva oziroma izračunamo zgorelost gorivnih elementov. Program je namenjen predvsem neizkušenim uporabnikom programa Serpent, ki želijo uporabljati naprednejša Monte Carlo orodja za preračune raziskovalnih reaktorjev, kakor tudi izkušenim uporabnikom, ki testirajo nove metode na raziskovalnih reaktorjih, kjer imajo na voljo več eksperimentalnih meritev. Program je napisan v standardnem FORTRAN-77 jeziku.

Ozadje problema

Računalniški programi so nepogrešljiva orodja pri reaktorskih preračunih. Napredek računalniških zmožnosti je omogočil uporabo različnih metod za izboljšanje izračuna transporta nevtronov. V zadnjih letih je uporaba stohastičnih metod (Monte Carlo) v reaktorskih preračunih omogočila zelo natančno preveritev rezultatov, predvsem za manjše sisteme, kot so na primer raziskovalni reaktorji. Prednost metode Monte Carlo pred determinističnimi je zmožnost obravnavanja geometrije in fizike trkov brez večjih približkov. Na odseku za reaktorsko fiziko se uporabljajo različni programi, odvisno od ciljev in uporabnosti. V največji meri se uporablja Monte Carlo program MCNP. Nezmožnost uporabe MCNP programa pri zgorevalnih izračunih je zato botrovala uporabi in testiranju različnih determinističnih in stohastičnih programov. Na primer za izračun zgorelosti gorivnih elementov v TRIGA reaktorju se je dolga leta uporabljal program TRIGLAV, po testiranjih pa smo se odločili za program Serpent 2, ki je natančen in hiter stohastičen program.

Program Serpent (Leppänen in sod., 2013) so razvili na Inštitutu VTT na Finskem, pri čemer so uporabili predhodni program PSG (Probabilistic Scattering Game). Začetki segajo v leto 2004, od leta 2009 pa je dostopen preko Banke podatkov pri Organizaciji za ekonomsko sodelovanje in razvoj (OECD/NEA Data Bank). Program uporablja približno 100 laboratorijev v 28 državah sveta pri različnih reaktorskih problemih: generiranje difuzijskih grupnih konstant, študiji gorivnih ciklov, modeliranju raziskovalnih reaktorjev in sklopitvi z drugimi fizikalnimi izračuni.

Serpent je enostaven Monte Carlo program, ki je bil sprva namenjen izračunu difuzijskih grupnih konstant za globalne deterministične programe. Program se razlikuje od tipičnih Monte Carlo programov, npr. MCNP, predvsem zaradi razlik v obravnavanju geometrije, interakcij nevtronov s snovjo in zgorevanju goriva. Eden izmed najpomembnejših razlogov za tokratno uporabo je obravnavanje zgorevanja goriva, ki temelji na samostojnih rutinah, brez sklapljanja z zunanjimi zgorevalnimi programi. Dosedanje izkušnje so pokazale, da lahko zgorevalne izračune večjih sistemov opravljamo rutinsko, saj lahko z določenimi ukazi prilagodimo izračune računalniškim sistemom, ki jih imamo na voljo.

TRIGA MARK II reaktor

TRIGA MARK II je lahko vodni raziskovalni reaktor z močjo 250 kW. Sredico reaktorja sestavljajo gorivni in ne-gorivni elementi (kontrolne palice, obsevalni kanali, pnevmatska pošta, grafitni in ostali elementi). Monte Carlo računski model preverimo na način, da čim bolj natančno opišemo geometrijo danega sistema in rezultate primerjamo z drugimi že preverjenimi računskimi modeli ali pa z eksperimentalnimi meritvami pri poljubnih pogojih. 3D Serpent TRIGA model (Slika 1.1 in 1.2) z radialnimi in tangencialnimi merilnimi kanali smo preverili na sredicah 132 in 133 (Leppänen in sod., 2013).

Rezultati validacije Serpent TRIGA modela pri izračunu pomnoževalnega faktorja, hitrosti reakcije in porazdelitve fluksa v primerjavi z MCNP izračuni in eksperimentalnimi podatki so pokazali, da so rezultati v sredici popolnoma

DUŠAN ĆALIĆ



Slika 1.1: Geometrijski model (xy pogled) TRIGA reaktorja z obsevalnimi kanali izven sredice in z radialnim in tangencialnim obsevalnim kanalom.

konsistentni z MCNP izračuni in da se zelo dobro ujemajo z eksperimentalnimi podatki. Zato smo se odločili, da uporabnost programa Serpent razširimo na področje preračunov izgorelosti goriva, kjer prevladujejo deterministični programi.

Program STRIGA

Konfiguracija sredice v reaktorju TRIGA se večkrat spreminja. Leta 1991 po rekonstrukciji reaktorja TRIGA so bili izvedeni eksperimenti na popolnoma sveži sredici. Do danes so bili elementi naloženi v različne konfiguracije, glede na lego elementa v sredici in glede na moč reaktorja, so zato elementi izpostavljeni različnemu zgorevanju. V kolikor želimo natančno izračunati zgorelost danih elementov, moramo poznati njihovo zgodovino oziroma lokacije elementov pri dani konfiguraciji sredice. To je zelo pomembno zaradi boljše karakterizacije goriva. Do sedaj smo v ta namen uporabljali program TRIGLAV. Program temelji na izračunu grupnih konstant na celičnem nivoju z determinističnim programom WIMSD in reševanju difuzijske enačbe v 2D prostoru. Prav z uporabo stohastičnih metod smo dosegli izboljšanje karakterizacije reaktorja, zato smo razvili STRIGA orodje. Bistvo orodja je, da na podlagi sheme polnitve (Slika 1.3), ki jo uporabljamo za program TRIGLAV, skonstruiramo izboljšan 3D model TRIGA reaktorja. Shema polnitve v raziskovalnem reaktorju TRIGA vsebuje 91 lokacij, kjer je gorivo označeno s štiri mestnim številom, za ostale ne-gorivne elemente pa uvedemo ključne izraze. Prehod na zahtevnejšo geometrijo in natančnejše izračune smo vpeljali še z uporabo dodatnih podprogramov in knjižnic, ki jih bomo na





Slika 1.2: Geometrijski model (xz pogled) TRIGA reaktorja s grafitno in termalno kolono.

kratko opisali v nadaljevanju.

Povzetek programa STRIGA

STRIGA je orodje, ki nam omogoča avtomatizacijo obdelave zgodovine delovanja TRIGA reaktorjev, v kolikor imamo na voljo dano shemo polnitve za vsako sredico. Glavni fizikalni program je Serpent 2. Zanesljivost in preprostost orodja dosežemo z uporabo knjižnic, ki vsebujejo ključne podatke o geometriji, izotopski sestavi, obratovalni zgodovini oziroma lastnosti gorivnih elementov. Vsebuje tudi nekaj pomožnih procedur, s katerimi vzdržujemo podatke v knjižnicah. Glavne knjižnice so:

- TRIGA.dim: informacije o geometriji gorivnih in ne-gorivnih elementov ter ostale geometrijske lastnosti sredice in ostali elementov okoli sredice,
- TRIGA.lib: informacije o izotopski sestavi materialov (zbrani vsi podatki o materialih, razen izotopske sestave zgorelega goriva),
- TRIGA.iso: informacije o izotopski sestavi zgorelega goriva za dani gorivni element v danem gorivnem ciklu,
- elem.inp: vsebuje podatke o lastnosti gorivnih elementov. tip, obogatitev, zgorelost goriva, itd.,

Ker imamo opravka s kompleksnim 3D sistemom smo vpeljali knjižnice, kjer so podani ključni podatki, skupaj s komentarji. Shema delovanja orodja

```
Loading pattern:
% START
  1 A-01 IC2
  2 B-01 6094
                3 B-02 8536 4 B-03 6189 5 B-04 6100
                                                            6 B-05 8537
                                                                           7 B-06 6181
  8 C-01
         7255
                9 C-02 7212 10 C-03
                                       7213 11 C-04
                                                      IC1
                                                           12 C-05 7214 13 C-06
                                                                                    7249
 14 C-07 7282 15 C-08 6754 16 C-09 7257 17 C-10 7178 18 C-11 7219 19 C-12
                                                                                   7220
 20 D-01 7177 21 D-02 6193 22 D-03 7256 23 D-04
                                                      7223 24 D-05 7247 25 D-06
                                                                                    7268
 26 D-07 7228 27 D-08 7229 28 D-09 6172 29 D-10 7179 30 D-11 6161 31 D-12
                                                                                    7233
                                                                          37 D-18
 32 D-13 7270 33 D-14 7236 34 D-15 7225 35 D-16 7265 36 D-17
                                                                     7245
                                                                                    6089
 38 E-01 6175 39 E-02 6190 40 E-03 6090 41 E-04 6092 42 E-05 6091 43 E-06
                                                                                   6101
 44 E-07 6180 45 E-08 6179 46 E-09 6080 47 E-10 6197 48 E-11
                                                                     6084 49 E-12
                                                                                   8528
50 E-13 6083 51 E-14 6169 52 E-15 6102 53 E-16 6167 54 E-17
56 E-19 6185 57 E-20 8533 58 E-21 6171 59 E-22 6170 60 E-23
                                                                     6097 55 E-18
                                                                                   6099
                                                                     6088 61 E-24
                                                                                    6163
                              64 F-03 GR
 62 F-01 GR
               63 F-02 GR
                                             65 F-04
                                                      7843 66 F-05
                                                                     7844 67 F-06
                                                                                   7841
 68 F-07 6107 69 F-08 6110 70 F-09 6642 71 F-10 8535
                                                           72 F-11 6077
                                                                          73 F-12 TC1
74 F-13 6198 75 F-14 6166 76 F-15 IC2 77 F-16 7847 78 F-17 7848 79 F-18 618
80 F-19 IC2 81 F-20 6165 82 F-21 6087 83 F-22 6098 84 F-23 6196 85 F-24 IC2
                                             77 F-16 7847 78 F-17 7848 79 F-18 6187
86 F-25 7849 87 F-26 TC2 88 F-27 6191 89 F-28 6082 90 F-29 GR
                                                                          91 F-30 GR
% END
```

Slika 1.3: Shema polnitve raziskovalnega reaktorja TRIGA, kjer so lokacije označene z črko ringa (A, B, C, D, E in F) in številko v danem ringu. Gorivo he označeno s štiri mestnim številom, za ostale ne-gorivne elemente pa uvedemo ključne izraze.

STRIGA je prikazana na Sliki 1.4. Za dani gorivni cikel odčitamo shemo polnitve, identificiramo oznake gorivnih elementov in iz elem.inp knjižnice nato odčitamo tip in zgorelost danega gorivnega elementa. V kolikor mamo opravka z zgorelim gorivom, odčitamo izotopsko sestavo goriva iz TRIGA.iso knjižnice (le ta ni podana na sliki 1.4). Po končani identifikaciji elementov in materialov skonstruiramo 3D model, kjer dimenzije in lastnosti materialov odčitamo iz TRIGA.dim in TRIGA.lib knjižnice. Na koncu smo zaradi velike količine podatkov, izhodno datoteko razdelili na tri datoteke. Glavna datoteka ima oznako triga.i, datoteka, ki vsebujeta 3D geometrijo gorivnih in ne-gorivnih elementov se imenuje 3Dpins.i in datoteka z materialno sestavo se imenuje materials.i.

Zaključek

V prispevku je predstavljeno računsko orodje STRIGA, ki je namenjeno za preračune zgorelosti sredic na reaktorju TRIGA Mark II. Trenutno je orodje v zaključni fazi razvoja, saj smo dodali še uporabo TRIGA.iso knjižnice, kjer se po končanem gorivnem ciklu shranjujejo izotopska sestava goriva za naslednji cikel oziroma drugo shemo polnitve. STRIGO lahko uporabimo tudi skupaj s grafičnim vmesnikom TRIGLAV.W, kar dodatno olajša delo neizkušenim uporabnikom pri premeščanju goriva med različnimi konfiguracijami sredice.



Slika 1.4: Shema delovanja STRIGA orodja.

Literatura

- D., Ćalić, Žerovnik G. in sod. (2016). »Validation of the Serpent 2 code on TRIGA Mark II benchmark experiments«. V: Appl. Radiat. Isot., 107, pp. 165-170.
- Leppänen, J., M. Pusa in sod. (2013). "The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013." V: Ann. Nucl. Energy, 82 (2015) 142-150.

II. del: Fisija



Moderator: Bor Kos

2. PRISPEVEK

Analiza pulzov reaktorja TRIGA Mark II na IJS

Anže Pungerčič

Uvod

Reaktor TRIGA Mark II je začel obratovati leta 1966 in je v letu 2016 praznoval 50 let obratovanja. V tem času je bilo sproščene 23.7 GW h \pm 3.6 GW h energije, saj je bil raziskovalni reaktor, poleg raziskovanju in treningu, namenjen tudi proizvodnji izotopov za uporabo v medici. Sproščena energija je direktno povezana z zgorelostjo gorivnih elementov, kar je motivacija za celoten izračun zgorelosti gorivnih elementov reaktorja TRIGA Mark II na IJS. V tem obdobju je bilo upoštevanih 218 različnih kombinacij gorivnih elementov, tako imenovanih sredic. V letu 1991 je bil reaktor predelan in rekonstruiran za pulzno obratovanje, kar omogoča dodatne raziskave in analize dosedanjih izračunov.

Analiza pulzov reaktorja TRIGA

Po letu 1991 je bilo približno polovica sredic drugače porazdeljenih, saj se je napolnil z gorivnim elementom tudi centralni kanal, ki je bil namenjen obsevanju vzorcev in izdelovanju izotopov. Takšne sredice, prikazane na Sliki 2.1a, imajo naziv pulznih, saj so se eksplicitno uporabljale za pulzno obratovanje. Pri normalnem obratovanju so bile napolnjene skoraj vse možne pozicije elementov, prikazano na Sliki 2.1b, v namen obsevanja in homogene porazdelitve moči reaktorske sredice. Analiza razlik v konfiguraciji gorivnih elementov nam omogoča razlago nekaterih razlik v izračunih zgorelosti gorivnih elementov reaktorja TRIGA (Žagar in Ravnik, 2000). Pri izračunu se je upoštevala celotna obratovalna zgodovina in vseh 218 različnih konfiguracij gorivnih elementov. Izračun je bil izveden s programom TRIGLAV (Peršič in sod., 1998), razvitim na odseku za reaktorsko fiziko IJS. Program temelji na determinističnih izračunih večgrupne dvodimenzionalne difuzijske



(a) Pulzna sredica (4.11.1991- 5.11.1991).

(b) Sredica za normalno obratovanje (11.11.1991 - 26.8.1992).

Slika 2.1: Shema konfiguracije gorivnih elementov pulzne sredice (levo) in sredice namenjene za normalno obratovanje (desno). Z rdečo in oranžno so označeni gorivni elementi, ki se razlikujejo v obogatitvi urana. Modri elementi predstavljajo grafitne vložke.

aproksimacije:

$$\Sigma_{g}^{r}\Phi_{g} + D_{g}B^{2}\Phi_{g} = \sum_{g' \neq g} \Sigma_{g' \to g}^{s}\Phi_{g'} + \frac{1}{k_{eff}} \sum_{g'} \chi_{g'} \Sigma_{g'}^{f}\Phi_{g'}.$$
 (2.1)

V drugem členu Enačbe 2.1 opazimo parameter B^2 , ki predstavlja ukrivljenost nevtronskega fluksa v reaktorski sredici in je pomemben pri determinističnih izračunih, saj je odvisen od konfiguracije gorivnih elementov. V izračunih je bil uporabljen konstanten parameter ukrivljenosti B, določen pri "benchmark" sredicah, kjer je bilo takoj po rekonstrukciji leta 1991 uporabljeno sveže gorivo (Jeraj in Ravnik, 2010). Pri različnih sredicah normalnega obratovanja razlika v ukrivljenosti fluksa ni opazna. S pomikom gorivnih elementov proti centru reaktorske sredice, se parameter ukrivljenosti močno spremeni, kar je opazno na izračunih presežne reaktivnosti na različnih sredicah, prikazanih na Sliki 2.2. V programu TRIGLAV so efektivni preseki izračunani s pomočjo programskega paketa WIMS-D/5 (»WIMS-D/4 Program Manual« 1983), katerega pomembnost je opazna pri izračunih, saj opazimo razlike med različnimi verzijami programa.

Padci presežne reaktivnosti na grafu 2.2 so v skladu pričakovanji, saj je opazna velika razlika samo pri pulznih sredicah, kjer je bila konfiguracija podobna prikazani na Sliki 2.1a. Pri novejših (št. sredice > 200) so razlike



Slika 2.2: Izračuni presežne reaktivnosti za različne obratovalne in pulzne sredice s programom TRIGLAV, primerjane z meritvami pridobljenimi iz obratovalnih dnevnikov reaktorja TRIGA.

veliko manjše, saj je bila razlika med obratovalno in pulzno sredico samo v trikotniškem kanalu (pozicije E10, E11 in D8). Za analizo pulzov je potreben drugačen pristop, saj je sproščena energija pri pulziranju zanemarljiva v primerjavi z normalnim obratovanjem. To je posledica hitrosti pulza, saj zelo hitro izvlečemo pulzno kontrolno palico in moč reaktorja v nekaj milisekundah naraste za več redov velikosti. Posledično naraste tudi temperatura goriva, ki pa zaradi povratnih temperaturnih efektov ustavi verižno reakcijo.

Zaključek

Zaradi hitrosti pulza lahko uporabimo adiabatno teoretično aproksimacijo Fuchs-Hansenovega modela, ki nam poda zveze med vstavljeno reaktivnostjo in močjo, sproščeno energijo in širino pulza. Omenjene količine so bile pri pulzih izmerjene in zapisane v obratovalnih dnevnikih. S tem lahko sestavimo knjižnico vseh pulzov, kjer poleg omenjenih parametrov upoštevamo tudi umeritev kontrolnih palic in konfiguracijo gorivnih elementov v sredici reaktorja. To nam omogoči natančnejše izračune zgorelosti gorivnih elementov in tudi možnost validiranja in razširitve Fuchs-Hansenovega modela ter Monte Carlo simulacije pulznih eksperimentov.

Literatura

- Jeraj, R. in M. Ravnik (2010). »TRIGA Mark II Reactor: U(20)-Zirconium Hydride Fuel Rods in Water with Graphite Reactor, IEU-COMP-THERM-003«. V: International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments.
- Peršič, M. Ravnik in sod. (1998). "TRIGLAV: A Program Package for Research Reactor Calculations". V: Organization for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency Data Bank.
- »WIMS-D/4 Program Manual« (1983). V: Organization for Economic Cooperation and Development Nuclear Energy Agency Data Bank.
- Žagar, T. in M. Ravnik (2000). »Fuel Element Burnup Determination in HUE - LEU Mixed TRIGA Research Reactor Core«. V: 2000 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors.

3. PRISPEVEK

Karakterizacija polja žarkov gama v reaktorju TRIGA na IJS

Klemen Ambrožič

Uvod

Reaktor TRIGA mk. II na Inštitutu Jožef Stefan (IJS) je raziskovalni reaktor bazenskega tipa termične moči 250 kW, opremljen z večjim številom obsevalnih pozicij tako znotraj sredice reaktorja kot tudi zunaj. Te so se v preteklosti uporabljale pretežno za obsevanje z nevtroni za potrebe nevtronske aktivacijske analize (Byrne in Benedik, 1999), nevtronske radiografije (Rant in sod., 2006), kot izvor ultra hladnih nevtronov (Dimic in Petkovsek, 1971), ipd. Nevtronsko polje in spekter nevtronov v obsevalnih kanalih sta dobro karakterizirana s pomočjo Monte Carlo simulacij (Snoj in sod., 2012) in verificirana z meritvami (Žerovnik in sod., 2015).

V zadnjem obdobju se je povečalo zanimanje za obsevanje v polju žarkov γ za potrebe testiranja odpornosti materialov na sevanje in študija spremembe karakteristik elektronskih komponent v polju žarkov γ (Makowski, 2007), za kar je potrebna karakterizacija njihovega polja v obsevalnih pozicijah.

Karakterizacija poteka v dveh delih: razvoj računskih metod za popis časovno odvisnega polja žarkov γ in verifikacija metod z meritvami.

Računske metode

Današnji programi za reaktorske preračune, ki omogočajo tudi preračune transporta žarkov γ imajo navadno le možnost simuliranja promptnih oz. takojšnjih žarkov γ , ki nastanejo takoj ob interakciji nevtrona z jedrom. Nekateri programi upoštevajo tudi nastanek žarkov γ , kot posledica razpada aktiviranih jeder (zakasnelih), vendar le v časovno statičnem približku ravnovesnih koncentracij aktiviranih jeder, pri čemer ne upoštevajo časovne dinamike.

Klemen Ambrožič – Karakterizacija polja žarkov gama v reaktorju TRIGA na IJS

Prispevek promptnih žarkov γ lahko izračunamo direktno s pomočjo Monte Carlo simulacij transporta nevtronov in žarkov γ (3.1) in ustreznimi knjižnicami jedrskih podatkov, saj so njihovi prispevki odvisni od moči reaktorja in jih linearno skaliramo z jakostjo nevtronskega fluksa.



(a) Fluks promptnih žarkov γ na višini (b) Fluks promptnih žarkov γ na višini sredine gorivnega elementa. horizontalnih obsevalnih kanalov.

Slika 3.1: Profila fluksa promptnih žarkov γ pri polni moči (250 kW) reaktorja.

Izračun prispevka zakasnelih žarkov γ terja aktivacijsko analizo celotnega modela. Dandanes se poslužujemo t.1. dvo-koračnih metod (Rigorous Two-Step method, R2S) (Davis, 2010; Sauvan in sod., 2016), kjer model prostorsko diskretiziramo na kvadre, in v vsakem izračunamo fluks nevtronov in njihov energijski spekter ter povprečno materialno sestavo kvadra. Nato z aktivacijsko analizo v izbranih trenutkih izračunamo izotopsko sestavo v posameznem kvadru in s pomočjo knjižnih jedrskih podatkov izračunamo spekter zakasnelih žarkov γ . To ponovimo za celoten diskretiziran model in za vse izbrane čase, pri čemer lahko spreminjamo moč oz. jakost nevtronskega fluksa. Iz dobljenih spektrov za vsak kvader v posameznem času priredimo izvor žarkov γ , ki jih nato zopet transportiramo s pomočjo Monte Carlo simulacij.

V prvem približku transportiramo samo zakasnelo nastale fotone, bodisi Xžarke ali žarke γ , vendar pri razpadu nastajajo tudi elektroni, pozitroni in delci α , ki v principu tudi lokalno prispevajo k dozi ter k nastajanju novih fotonov (Attix, 2008).

Poleg tega pri diskretizaciji modela računamo povprečno materialno sestavo v kvadru, kar v primeru močnih absorberjev da napačne rezultate. Za dobro natančnost izračuna karakteristična dimenzija kvadra ne sme biti večja od povprečne proste poti nevtrona v posameznem materialu. V principu lahko namesto homogeniziranih kvadrov, dele znotraj posameznega kvadra obravnavamo posebej, kar sicer poveča natančnost in konsistentnost metode (Sauvan in sod., 2016), vendar je izvedba bolj zapletena.

V sklopu doktorata sem razvil program, ki deluje po zgoraj opisanem dvokoračnem principu na homogeniziranih kvadrih, ki sklaplja program za Monte Carlo transport delcev MCNP (Goorley in sod., 2013) in program za transmutacijsko in aktivacijsko analizo FISPACT-II (Sublet C in sod., 2015), kjer lahko nastavimo velikost posameznega kvadra, časovni potek moči in nevtronskega fluska. Poleg samega transporta zakasnelih fotonov lahko simuliramo tudi transport drugih sekundarnih delcev in njihov prispevek k dozi fotonov. Nadaljnja diskretizacija posameznega kvadra na fizične dele modela zaenkrat ni implementirana.

Meritve polja žarkov γ

Decembra 2016 smo v sodelovanju z Le Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) Cadarache na reaktorju TRIGA mk. II IJS izvedli mersko kampanjo meritev polja žarkov γ pri različnih obratovalnih režimih, torej pri ugasnjenem reaktorju z odstranjenim izvorom nevtronov ter vse do polne moči reaktorja. Pri tem smo s pomočjo fisijskih celic in več različnih ionizacijskih celic merili aksialne profile nevtronov in žarkov γ , kot tudi časovne odvisnosti jakosti polj žarkov γ v obsevalnih kanalih, tako med obratovanjem kot tudi po zaustavitvi reaktorja, s čimer izmerimo časovno odvisnost zakasnelih žarkov γ . Poleg ionizacijskih in fisijskih celic smo v obsevalnih kanalih na različnih močeh obsevali tudi različne TLD dozimetre, polprevodniške RadFET detektorje (sodelovanje z IJS, F9) za merjenje kumulativne doze, kot tudi novo razviti scintilacijski spektrometer (sodelovanje z IJS, F2) za merjenje spektra žarkov γ .

Verifikacija izračunov z meritvami

Rezultati zgoraj opisane merske kampanje bodo služili za verifikacijo izračunov po dvo-koračni metodi. Za vsako konfiguracijo palic in detektorjev bomo na diskretizirani mreži izračunali nevtronski fluks v 100 energijskih grupah, in simulirali tako obsevanje oz. obratovanje reaktorja kot tudi ohlajanje. Z aktivacijsko analizo bomo izračunali spektre žarkov γ , in generirali izvore za transport žarkov γ , pri čemer bomo gledali odziv detektorjev. V želji po še večjem številu meritev bomo v sodelovanju z Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in Instytut Fizyki Jądrowej (IFJ) meritve ponovili z novimi tipi dozimetrov (Obryk in sod., 2013), za še boljšo verifikacijo računske sheme.

Aplikativnost metode

Metoda je dovolj splošna, da jo lahko poleg že omenjenega problema apliciramo tudi na katerikoli nevtronski sistem, bodisi raziskovalni ali komercialni reaktor, obsevalno napravo ali pospeševalnik. Posebno primerna bo v primerih hitrih reaktorjev z visokim fluksom nevtronov, saj se kritične komponente zaradi sevanja nevtronov in žarkov γ lahko pregrevajo (Lemaire in sod., 2013).

Poleg izračuna polja žarkov γ bo metodologija še posebej uporabna pri izračunih in kvalifikaciji jedrskih odpadkov pri razgradnji jedrskih naprav. S tem bomo lahko optimizirali skladiščne kapacitete in zmanjšali stroške razgradnje.

Zaključek

Razvoj posplošenih metod za karakterizacijo polja žarkov γ v reaktorskih sistemih nam bo omogočal karakterizacijo obsevalnih pozicij raziskovalnih reaktorjev, preračune gretja komponent zaradi sevanja žarkov γ kot kvalifikacijo jedrskih odpadkov pri razgradnji jedrskih objektov. Za verifikacijo metod je še posebno dobro da imamo na IJS dostop do raziskovalnega jedrskega reaktorja TRIGA mk. II, kjer s pomočjo meritev kvalificiramo in validiramo računske metode, kar omogoča hitrejši razvoj in zviševanje natančnosti računskih rezultatov.

Literatura

- Attix, Frank Herbert (2008). Introduction to radiological physics and radiation dosimetry. John Wiley & Sons.
- Byrne, A. R. in L. Benedik (1999). »Applications of neutron activation analysis in determination of natural and man-made radionuclides, including PA-231«. V: Czechoslovak Journal of Physics 49.1, str. 263–270.
- Davis, Andrew (2010). »Radiation Shielding of Fusion Systems«. Doktorska disertacija. University of Birmingham.
- Dimic, Viktor in J Petkovsek (1971). "Construction and performance of the liquid methane cold source". V: Journal of Physics E: Scientific Instruments 4.11, str. 905.
- Goorley, John T., Michael R. James in sod. (2013). Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0. Report number: LANL Report LA-UR-13-22934. Los Alamos National Laboratory (LANL).
- Lemaire, M., C. Vaglio-Gaudard in sod. (2013). »For a better estimation of gamma heating in experimental reactors and devices: Stakes and work plan from calculation methods to nuclear data«. V: 2013 3rd International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation, Measurement Methods and their Applications (ANIMMA), str. 1–6.
- Makowski, Dariusz (2007). »The impact of radiation on electronic devices with the special consideration of neutron and gamma radiation monitoring«. V: Zeszyty Naukowe. Elektryka/Politechnika Łódzka, str. 73–80.
- Obryk, Barbara, Paola Batistoni in sod. (2013). »Thermoluminescence measurements of neutron streaming through JET Torus Hall ducts«. V: Fusion Eng. Des. 89.9-10, str. 2235–2240.
- Rant, Jože, Zoran Milič in sod. (2006). »Neutron radiography examination of objects belonging to the cultural heritage«. V: Applied Radiation and Isotopes 64.1, str. 7–12.
- Sauvan, P., J. P. Catalán in sod. (2016). »Development of the R2SUNED Code System for Shutdown Dose Rate Calculations«. V: IEEE Transactions on Nuclear Science 63.1, str. 375–384.
- Snoj, Luka, Gašper Žerovnik in Andrej Trkov (2012). »Computational analysis of irradiation facilities at the JSI TRIGA reactor«. V: Applied Radiation and Isotopes 70.3, str. 483–488.
- Sublet C, Jean-Christophe, James W. Eastwood in sod. (2015). The FISPACT-II User Manual. Issue 7. UK Atomic Energy Authority. Culham Science Centre, Abingdon, Oxfordshire, OX14 3DBr.

Klemen Ambrožič – Karakterizacija polja žarkov gama v reaktorju TRIGA na IJS

Žerovnik, Gašper, Tanja Kaiba in sod. (2015). »Validation of the neutron and gamma fields in the JSI TRIGA reactor using in-core fission and ionization chambers«. V: Applied Radiation and Isotopes 96, str. 27–35.

4. PRISPEVEK

Zasnova in namestitev nove obsevalne naprave v tangencialnem kanalu reaktorja TRIGA na IJS

Vladimir Radulović

Reaktor TRIGA na IJS je raziskovalni reaktor moči 250 kW, ki se uporablja za izobraževanje, trening bodočih operaterjev v Nuklearni elektrarni Krško, obsevanja vzorcev za nevtronsko aktivacijsko analizo (bioloških in geoloških vzorcev), za študije obnašanja materialov za fuzijske reaktorje, za testiranje senzorjev za nuklearno inštrumentacijo (fisijskih ter ionizacijskih celic, samonapajalnih nevtronskih detektorjev) v sodelovanju z Laboratorijem za inštrumentacijo, senzorje in dozimetrijo CEA (francoskega Komisariata za atomsko in alternativno energijo), testiranje in validacijo jedrskih podatkov in računskih metod, raziskave in razvoj elektronskih komponent odpornih na sevanje, ipd. Reaktor je referenčni center za testiranje polprevodniških detektorjev sevanja v uporabi v velikih eksperimentih v CERNu.

V okviru evropskega projekta AIDA 2020 v katerem sodeluje tudi IJS, je bila zasnovana 4.1, izdelana 4.2 in vgrajena nova obsevalna naprava v tangencialni kanal reaktorja TRIGA, namenjena obsevanju elektronskih komponent večjih dimenzij. Do sedaj so bili v uporabi za tovrstna obsevanja obsevalni kanali v sredici reaktorja, t.j. več kanalov nameščenih v standardne pozicije za gorivne elemente, katerih notranji premer je 31.6 mm, ter trikotniški kanal, ki zaseda tri pozicije za gorivne elemente in v katerem je možno obsevati predmete prečnih dimenzij do 60 mm.

Namen nove obsevalne naprave v tangencialnem kanalu, t.j. vodoraven kanal, ki prebada betonski biološki ščit reaktorja, reaktorski tank ter grafitni reflektor, ki obdaja sredico, je zmogljivost obsevanja predmetov prečnih dimenzij vsaj 120 mm v relativno močnem nevtronskem fluksu, reda velikosti 10^{12} cm⁻² s⁻¹. Zahteve za obsevalno napravo so bile lahko vstavljanje in izvlačenje vzorcev, možnost testiranja elektronskih komponent med obsevanjem (t.j. možnost napeljevanja električnih kablov ter cevi s hladilom do obsevanega vzorca), ter ustrezno ščitenje pred sevanjem nevtronov in žarkov gama iz sredice reaktorja. Modifikacije tangencialnega kanala niso bile dovoljene. Dodatna ključna vloga

nove obsevalne naprave je zaščita notranjih komponent kanala, posebej mehov iz nerjavnega jekla, ki združujejo posamezne odseke kanala in zagotavljajo njihovo vodotesnost.

Predstavljena bo zasnova obsevalne naprave, ki temelji na transportnih izračunih po metodi Monte Carlo s programom MCNP, determinističnih izračunih ščitenja s programom MicroShield ter eksperimentalnih meritvah hitrosti doze s testno konfiguracijo materialov, vgradnja ter prve testne meritve v kanalu.



Slika 4.1: Zasnova obsevalne naprave za tangencialni kanal reaktorja TRIGA.



Slika 4.2: Obsevalna naprava za tangencialni kanal reaktorja TRIGA.

5. PRISPEVEK

Research reactors in Chile

Francisco Cabrera

Chile is a country with a population of 18 million located in South America and has two nuclear research reactors, Rech-2 which is permanently shut down and Rech-1. They are governed by the Chilean Nuclear Energy Commission (CCHEN)(Daie, 2011).

CCHEN was created on April 16, 1964 and is a body of autonomous administration of State with its own heritage, related to the Government through Ministry of Energy and responsible for the development of the country's nuclear science and technology. The main functions of CCHEN are: advise the Government in all issues having relation with the nuclear energy; elaborate national plans for the investigation, development, utilization and control of the nuclear energy; research, teach and diffuse the utilization of the nuclear energy; collaborate in the prevention and control of environmental risks derived from the use of nuclear energy; exercise the control of the production, acquisition, transport, import and export, use and handling of fertile, fissionable and radioactive materials.

The RECH-1 is a multipurpose reactor, designed as the HERALD reactor of the United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA) located in Aldermaston. It is a 5 MW power reactor, uses MTR (Material Testing Reactor) fuel elements, moderated and cooled by demineralized light water. The first criticality was achieved on October 13 of 1974. The nuclear core has 32 fuel elements inside of a 11 m deep reactor tank, connected to a second pool used as storage for fuel elements.

The core heat is dissipated by forcing water to flow inside the channels between the plates of the fuel element, the water flow is descendant and provided by two pumps. Then the heat is transferred to the secondary circuit and discharged to the environment through the cooling towers located close to the reactor building.

The RECH-1 fuel element consist of an aluminum box square with a cylindrical nozzle at the end of the body in the lower side, meanwhile a filter box is in the upper part. Each element has 16 parallel fuel elements plates constituted

by a scattered composite of U_3Si_2 -Al with low enrichment uranium, meat density of $3.4 \,\mathrm{g}\,\mathrm{cm}^{-3}$ for inner plates and $1.7 \,\mathrm{g}\,\mathrm{cm}^{-3}$ for borders plates; all the plates have a thin aluminium cladding in both sides.

The fuel elements plates are vertically disposed inside the aluminum box and connected to the framework plates by mechanical embossment with 3 mm of separation to allow for the flow of cooling water. The nozzle is made of a 192.08 mm aluminium piece with a key of 25.4 mm long, the purpose of this key is to adequately fix the fuel element into the grid. The filter box in the upper part has two bridges and one perforated plate. Bridges enable handling of fuel elements by special tools, while the filter plate prevents the falling of waste from the pool in-to the channels between the plates of the fuel elements. If the filter is blocked, then the cooling water will flow across the holes that are on the sides of the filter box under the filter plate level.

The fuel element is 985.9 mm long with a cross section of 74.7 mm x 74.7 mm. The nozzle has a maximum diameter of 49.17 mm and the inside diameter of the perforated channel is 38.2 mm. The aluminum in the meat has 99.5% purity while aluminum 6061 for other components of the fuel element, contains minor concentrations of impurities, such as 1% of Mg, 0.6% of Si, 0.25% of Cu and 0.25% of Cr.

The beryllium element consists of a beryllium square cross section with an aluminum guide attached in the lower side, and an aluminum head on the upper side permitting to handling the element with a tool. This elements are used as reflector due to their properties, with high energy photons inducing neutron production in beryllium serving as a neutron source for the reactor starting reactions.

The nozzle is located in the lower part of the beryllium reflector that allows the insertion of the element into the reactor grid the same way as the fuel elements are inserted, the nozzle has similar dimensions as the fuel element and is fabricated with a key for permitting an adequate orientation of the reflector element inside the grid. The dimension of the reflector element is 913 mm x 73 mm x 73 mm while the beryllium body spans from center height,305 mm in each direction.

The RECH-1 control system is constituted by six control plates, and each plate has three different parts. The central part is the neutron absorbent, made of a cadmium plate of 2.54 mm thickness, riveted between two stainless steel plates, 2.64 mm thick, joined by two lateral guides of stainless steel to the support and to the upper aluminum side of the control plate. The support is made of anodized aluminum, located in the inferior side of the

plate and works like a guide for the control plate allowing the passage across the corresponding channel inside the grid.

Each control plate is 2035 mm long including the junction device; the total travel of the control plates is 581.05 mm and the displacement speed is $25.4 \text{ mm} \text{min}^{-1}$. The reactivity of the control plates is 16.0 \$ with a reactivity insertion speed of 0.012 \$/s by withdrawing the control plates If the electromagnet that keeps the control plates up are de-magnetized, the control plates are inserted into the core in 0.3 s due to gravity. The shock absorber absorbs the falling control plate fall on the last 7 cm of its travel.

RECH-1 has 9 irradiation channels inside the core that are frequently used for radioisotopes production of 99-mTc and 131-I and five different experimental facilities for: neutron radiography, prompt gamma neutron activation analysis, diffusion neutron scattering, neutron diffractometer and neutron depth profiling. On average it operates 22 hours per week and only prompt gamma and neutron radiography are available but are not routinely used.



(a) RECH-1 research reactor under the control of CCHEN



(b) RECH-2 research reactor under the control of CCHEN

Literatura

Daie, Julio M. (2011). Descripción del reactor Rech-1.

6. PRISPEVEK

Dozno polje žarkov gama okoli uparjalnika zaradi radioaktivne vode

•••

Andrej Žohar

V reaktorski posodi se zaradi fluksa nevtronov aktivirajo izotopi v hladilni vodi, ti pa se zaradi pretoka prenesejo izven reaktorske posode in razpadajo znotraj uparjalnika. Pri analizi vpliva aktivirane vode na dozna polja sem se osredotočil na radioaktivne izotope ¹⁶N, ¹⁷N in ¹⁹O. Izotopa ¹⁶N in ¹⁹O razpadata z izsevanjem žarka gama, medtem ko izotop ¹⁷N z oddajo nevtrona (Duderstadt in Hamilton, 1976). Ti nevtroni reagirajo z nekaterimi izotopi znotraj uparjalnika, ki ob razpadu oddajajo promptne žarke gama. Ker so žarki gama prodorno sevanje, pridejo iz uparjalnika, kjer povzročajo dodatno izpostavljenost sevanju za delavce, ki opravljajo nujna dela med obratovanjem reaktorja. Problem sem reševal s pomočjo metode Monte Carlo s programom MCNP (Goorley in sod., 2013) (Monte Carlo neutron transport code).

Za izračun hitrosti doz zaradi žarkov gama v okolici uparjalnika, je potrebno definirati njihov izvor. Aktivirana hladilna voda teče v uparjalniku po več kot 5000 U ceveh. Izvore v U ceveh sem definiral kot plasti diskov po višini s polmerom U cevi in s središči v središčih U cevi. Razdalja med plastmi po višini je 50 cm v U ceveh, medtem ko je razdalja med plastmi v spodnjem delu uparjalnika 30 cm. Verjetnosti za izbiro posameznega diska sem določil s pomočjo razpadnega časa posameznega izotopa in hitrosti vode po ceveh. Zaradi izotopov z različnimi razpolovnimi časi, sem jih obravnaval posamično v vsaki simulaciji.

Največje hitrosti doz žarkov gama H*10 so posledica razpada izotopa ¹⁶N. Hitrosti doze žarkov gama na zunanjem spodnjem delu uparjalnika so nad $5 \,\mathrm{mSv}\,\mathrm{h^{-1}}$, medtem ko so na zunanjem zgornjem delu uparjalnika doze velikosti do $10 \,\mathrm{Sv}\,\mathrm{h^{-1}}$. Ker aktivirana hladilna voda potuje po polovici uparjalnika v U ceveh navzgor in po drugi polovici navzdol, to povzroči ne-simetrijo v hitrosti doz zunaj uparjalnika. Slika 6.1 prikazuje ne-simetrijo zunaj uparjalnika zaradi potovanja hladilne vode. Na strani uparjalnika, kjer hladilna voda potuje navzgor je hitrost doze višja, kot na polovici kjer potuje hladilna voda navzdol.

Andrej Žohar



Slika 6.1: Spreminjanje hitrosti doze zaradi žarkov gama v zraku in betonu okoli uparjalnika zaradi razpada izotopa ¹⁶N na višini sredine ravnega dela U cevi. S sivo barvo je označen uparjalnik, z rumeno barvo pa betonski ščit. Na sliki vidimo ne simetrijo v velikosti hitrosti doze zaradi potovanje hladilne vode po U ceveh.

Hitrosti doz žarkov gama H*10 zaradi razpada izotopov ¹⁷N in ¹⁹O so na zunanji spodnji strani uparjalnika velikosti nekaj Sv h⁻¹, medtem ko so na zunanji zgornji strani uparjalnika pod naravnim ozadjem (< 0.1 Sv h^{-1}). Zanimivo je, da sta hitrosti doz žarkov gama izotopov ¹⁷N in ¹⁹O podobnih velikosti, čeprav je aktivnost izotopa ¹⁷N skoraj stokrat manjša od aktivnosti izotopa ¹⁹O. Razlog za to je v spektru žarkov gama ob razpadu izotopa ¹⁹O in promptnih žarkov gama (Slika 6.2) zaradi razpada izotopa ¹⁷N. Povprečna energija žarkov gama sproščena pri razpadu izotopa ¹⁹O je 0.940 MeV, medtem ko je povprečna energija promptnih žarkov gama 3.892 MeV. Tako so promptni žarki gama bolj prodorni in jih v povprečju pride več iz uparjalnika, kot žarkov gama pri razpadu izotopa ¹⁹O.

Zaradi računskih zmogljivosti detajlni model vsebuje preveliko podrobnosti za vključitev v celoten model Nuklearne elektrarne Krško. Zato sem naredil še poenostavljen model, v katerem sem U-cevi v uparjalniku opisal kot homogeno mešanico vseh kovin in vode v pravilnem medsebojnem razmerju.
Andrej Žohar



Slika 6.2: Spekter promptinih žarkov gama pri zajetju nevtrona iz razpada izotopa ¹⁷N. Z puščicami so označene črte žarkov gama posameznih izotopov. Za železo in nikelj so črte označene z barvnimi puščicami.

Ker sem izvor definiral neodvisno od definicij celic v MCNP-ju, sem lahko naredil primerjavo med hitrostjo doze žarkov gama zunaj uparjalnika med poenostavljenim in detajlnim modelom. Relativna razlika med hitrostima doz je nad U-cevmi v redu 20 %, medtem, ko je na višini U-cevi in nižje razlika zanemarljiva.

Literatura

Duderstadt, J.J. in L.J. Hamilton (1976). Nuclear Reactor Analysis. Wiley. Goorley, John T., Michael R. James in sod. (2013). Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0. Report number: LANL Report LA-UR-13-22934. Los Alamos National Laboratory (LANL).

Verifikacija kinetične simulacije programa GNOMER

Vid Merljak

S kinetično teorijo jedrskih reaktorjev lahko opisujemo spremembe, ki se dogajajo na časovni skali sekund: naj bo to preverjanje reaktorskih parametrov (npr. meritev vrednosti kontrolnih palic), spreminjanje moči reaktorja, ali njen časovni potek med nezgodo. Da zagotovimo varno obratovanje reaktorja sta uporaba in razvoj zanesljivih računskih orodij nujen predpogoj. Ker nam je na voljo dovolj računske moči, probleme tipično modeliramo v polni 3D geometriji.

Motivacija za predstavljeno delo je bila dodati sposobnost kinetične simulacije, ki bi bila integrirana in povsem konsistentna z našim lastnim, že vzpostavljenim sistemom za rektorske preračune oz. za načrtovanje jedrske sredice, CORD-2. GNOMER (Trkov in Merljak, 2015) je računalniški program za difuzijske nevtronske preračune v 3D in je ključni modul paketa CORD-2. Njegova uporaba je uveljavljena že dalj časa, sedaj pa smo ga nadgradili z zmožnostjo kinetičnih preračunov (Merljak in sod., 2017). V celotnem programu smo, brez podaljšanja računskega časa, uvedli še računanje z dvojno numerično natančnostjo.

V prispevku je orisana implementacija popravkov v programski kodi in prikazana primerjava rezultatov programa GNOMER z rezultati dveh referenčnih programov. Posebnost implementacije je, da uporabnik lahko izbira med dvema različnima načinoma dinamične simulacije: privzeto uporabljamo implicitno shemo z iteracijami na vsakem časovnem intervalu, lahko pa se poslužimo t. i. načina Lambda. Ta zaobide implicitne iteracije, vendar daje pravilno rešitev le, kadar nastavimo časovni korak na vrednost generacijskega časa, $\Lambda \approx 10 \,\mu\text{s}$.

Prvi testni primer je simulacija točkovne kinetike. Gre za približek neskončnega homogenega reaktorja, kar je najpreprostejši primer reaktorske kinetike. Modelirana je hipna sprememba reaktivnosti ob času t = 0. Slika 7.1 tedaj dokazuje dolgoročno stabilnost načina Lambda, kakor tudi neobčutljivost implicitne sheme na poljubne spremembe časovnega koraka.



Slika 7.1: Primer neskončnega reaktorja: relativna razlika v signalu moči za dva načina kinetične simulacije v programu GNOMER. Referenčna krivulja je rešitev enačb točkovne kinetike. Signala moči sta narisana za desno, krivulji relativne razlike pa za levo ordinatno os. Sive vertikalne črte nakazujejo spremembo časovnega koraka v implicitni shemi simulacije.

Za drugi testni primer je bila izbrana simulacija meritve vrednosti kontrolne palice po metodi vstavitve (Trkov, Ravnik in sod., 1995). Gre za mnogo kompleksnejši primer, pri katerem je simulacija v polni 3D geometriji neizogibna, uporabili pa smo geometrijski model močnostnega lahkovodnega reaktorja Nuklearne elektrarne Krško. Odstopanje rezultatov programov GNOMER in SKETCH-N prikazuje slika 7.2. Preverili smo dve količini za oceno moči reaktorja, pri čemer sta le-ti praktično enakovredni in je njuno odstopanje od referenčne krivulje približno 1%.

Oba testna primera sta torej pokazala zadovoljivo ujemanje rezultatov programa GNOMER in referenčnih programov, s čimer je potrjena pravilnost implementacije.



Slika 7.2: Relativna razlika med rezultati programov GNOMER in SKETCH-N na primeru enakomernega vstavljanja kontrolne palice. Navpična črta označuje konec vstavljanja. Ogromna začetna razlika reaktivnosti je posledica majhnih absolutnih vrednosti in ne-fizikalnega začetnega odmika v pozitivno reaktivnost pri programu SKETCH-N. Na splošno lahko ujemanje ocenimo na približno oz. boljše od 1 %.

- Merljak, Vid, Marjan Kromar in Andrej Trkov (2017). »Verification of kinetic capabilities of the GNOMER neutron diffusion code«. V: Annals of Nuclear Energy 109, str. 431–439.
- Trkov, Andrej in Vid Merljak (2015). GNOMER Multigroup 3-Dimensional Neutron Diffusion Nodal Code with Thermohydraulic Feedbacks. Teh. poročilo IJS-DP-6688. Ver. 5. Jožef Stefan Institute.
- Trkov, Andrej, Matjaž Ravnik in sod. (1995). »Application of the Rod-Insertion Method for control rod worth measurements in research reactors«. V: Kerntechnik 60, str. 255–261.

Analiza referenčnega eksperimenta v sferični geometriji

Tanja Kaiba

. . .

Od začetka uporabe jedrske energije pa vse do danes je bilo po svetu izvedenih že več kot 1000 eksperimentov v različnih reaktorjih in drugih eksperimentalnih sistemih. Za izvedbo takih eksperimentov je bilo potrebno veliko znanja, izkušenį, opreme in denarja. Njihovi rezultati so izjemnega pomena za jedrsko tehnologijo, saj predstavljajo referenco za vrednotenje računskih metod in jedrskih podatkov. Z namenom ohranitve njihovih podatkov in rezultatov se v okviru sodelovanja med OECD (Organisation for Economic Co-operation and Development) in NEA (Nuclear Energy Agency) izvajata dva projekta. Namen projekta ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project) (John D. Bess, 2009) je natančno popisati in ovrednotiti negotovosti kritičnih eksperimentov preko vrednosti pomnoževalnega faktorja, medtem ko je projekt IRPhEP (International Reactor Physics Evaluation Project) (J. D. Bess, 2015) namenjen analizi in ovrednotenju različnih fizikalnih eksperimentov, kot so meritve porazdelitve reakcijske hitrosti, porazdelitve nevtronskega fluksa, energijski spekter nevtronov, koeficient reaktivnosti in drugi. V teh evaluacijah je velik poudarek na ovrednotenju eksperimentalnih in računskih negotovosti. Večina eksperimentov izvedenih v zadnjih desetletjih je že analiziranih, za analizo pa še vedno ostajajo starejši. O slednjih obstaja le malo podatkov in večinoma izvirajo iz eksperimentalnih dnevnikov (Magnuson, 1958), ki jih je ročno napisalo osebje med samo izvedbo eksperimenta. Kljub slabemu opisu, pa so rezultati teh eksperimentov vseeno pomembni, saj so bili uporabljene nekatere redke konfiguracije in materiali.

V tem delu je bila predstavljena analiza kritičnega eksperimenta ter meritev porazdelitve fisijske hitrosti znotraj aluminijaste sfere. Eksperiment je bil izveden v ORNL (Oak Ridge National Laboratory) med leti 1958 in 1960 z vodno raztopino $UO_2F_2 \le 37\%$ obogatitvijo urana. Namen je bil ugotoviti pri katerih pogojih konfiguracija postane kritična in določiti glavne fizikalne parametre. Slika eksperimentalne postavitve iz reference (R. Gwin, 1960) je prikazana na Sliki 8.2. Τανјα Καιβά



Slika 8.1: Eksperimentalna postavitev (R. Gwin, 1960).

Sfera napolnjena z raztopino je imela premer 69,2 cm in je bila narejena iz 0.32 cm debelega aluminija. Na podlagi poročil in eksperimentalnega dnevnika sem v Monte Carlo programu MCNP rekonstruirala eksperimentalno postavitev. Za analizo negotovosti kritičnega eksperimenta sem uporabila poenostavljen model eksperimenta, ki je vseboval le aluminijasto sfero z zunanjim radijem 34.6029 cm in notranjim radijem 34.229 cm. Napolnjena je bila z raztopino gostote $1.057 \,\mathrm{g \, cm^{-3}}$ in koncentracijo urana $49.13 \,\mathrm{mg \, g^{-1}}$. Nečistoče v raztopini niso bile vključene v poenostavljeni model. Izračuni so bili narejeni z računskim programom MCNP 6.1 (Goorley in sod., 2013) in knjižnicami jedrskih podatkov ENDF/B-VII.1 (Chadwick in sod., 2011). Poenostavljen model sem nato uporabila za analizo negotovosti in njihov vpliv na izmerjeno vrednost pomnoževalnega faktorja. Preučila sem naslednje negotovosti: volumen raztopine, obogatitev urana, koncentracija urana, gostota razopine, nečistoče v raztopini, okoliške konstrukcije in druge. Analizirane negotovosti so predstavljene v Tabeli 8.1. Oznaka Neg. je uporabljena v tabeli 8.1 kot okrajšava za "Negligible effect" oziroma zanemarljiv vpliv. Ugotovila sem, da k negotovosti v pomnoževalnem faktorju največ doprinese negotovost v obogatitvi urana. Pomembno poglavje v analizi referenčnih eksperimentov je določitev vrednosti sistematskega premika. Sistematski premik predstavlja odstopanje izračunane vrednosti od realne zaradi različnih poenostavitev v računskem modelu (npr. brez upoštevanja nečistoč v raztopini). Po upoštevanju sistematskega premika vrednosti in negotovosti, izračunano vrednost primerjamo z meritvami, kar nam poda pravo oceno o dobrem delovanju računske metode (npr. MCNP-ja) in knjižnic jedrskih podatkov (npr. ENDF/B-VII.1). Evaluacija kritičnega eksperimenta je bila že objavljena v ICSBEP priročniku pod referenčno oznako IEU-SOL-THERM-005.

Izvor negotovosti	1σ	Δk_{eff}
Prostornina	0.5%	0,00047
Gostota raztopine	$0.5\%/\sqrt{3}$	0,00100
Koncentracija Urana	$1.0\%\sqrt{3}$	0,00231
Obogatitev (masni delež 235 U)	4 %/3	0,00554
Masni delež ²³⁴ U	4%/3	Neg.
Masni delež ²³⁶ U	4%/3	Neg.
Temperatura (presek)	$\Delta T = 6^{\circ} C / \sqrt{12}$	0,00026
Koncentracija nečistoč v aluminiju	Al Type 1100	Neg.
Debelina Al stene	$0.005\mathrm{cm}$	Neg.
Debelina Heresita	$0.0762\mathrm{cm}$	0,00024
Koncentracija nečistoč v raztopini	difference between 2 reports	0,00226
Odstopanje od sfere	$0.0127\mathrm{cm}$	Neg.
Skupna negotovost		0,00652

Tabela 8.1: Analizirane eksperimentalne negotovosti.

Poleg kritičnega eksperimenta so v sferi izvedli tudi meritve porazdelitve fisijske hitrosti v radialni smeri s fisijskimi celicami. V sfero sta bila vstavljena 2 detektorja, med katerimi je eden služil kot referenčni detektor, drugega pa so vertikalno premikal skozi sfero. Ker lahko na porazdelitev nevtronskega fluksa znotraj sfere močno vplivajo tudi okoliške strukture so bili v referenčni model vklučeni tudi aluminijasti obroči okoli sfere, polnilne cevi, podporna miza, parafinski cilindri, notranja prevleka sfere (Heresite), statični detektor, vodilo za premikanje detektorja in eliptičnost sfere. Analiza eksperimenta je bila izvedena podobno kot v primeru kritičnega eksperimenta. Ocenjene so bile eksperimentalne negotovosti, pri čemer je največji prispevek k celotni negotovosti v porazdelitvi fisijske hitrosti prispevala negotovost pozicije detektorja. Po upoštevanju sistematskega premika in ocenjene eksperimentalne negotovosti sem primerjala izračunani in referenčni radialni profil fisijske hitrosti znotraj sfere, kar je prikazano na Sliki 8.2. Opazimo lahko dobro ujemanje v večini merilnih pozicij z odstopanji znotraj negotovosti. Analiza porazdelitve fisijske hitrosti je še v teku in bo na predstavljena na letošnjem IRPhE sestanku ter nato sprejeta v objavo v IRPhE priročniku.





Slika 8.2: Eksperimentalna postavitev (R. Gwin, 1960).

- Chadwick, M.B., M. Herman in sod. (2011). »ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data«. V: Nuclear Data Sheets 112.12, str. 2887–2996.
- Goorley, John T., Michael R. James in sod. (2013). Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0. Report number: LANL Report LA-UR-13-22934. Los Alamos National Laboratory (LANL).
- J. D. Bess, T. Ivanova (2015). International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(2006)1. Organization for Economic Cooperation in Development - Nuclear Energy Agency, NEA No. 7258, March 2015 Edition (OECD/NEA).
- John D. Bess, Tatiana Ivanova (2009). International Handbook of Evaluated Critical Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, Paris. Organization for Economic Cooperation in Development - Nuclear Energy Agency, published on DVD.
- Magnuson, D. (1958). BOOK43R Notebook ETA. Oak Ridge National Laboratory, (https://rsicc.ornl.gov/CriticalExperiments/book43r.pdf, accessed 25.7.2016).
- R. Gwin, D.W. Magnuson (1960). Critical Experiments for Reactor Physics Studies, CF 60-4-12. Oak Ridge National Laboratory.

Validacija računalniškega programa ADVANTG na referenčnem eksperimentu

Domen Kotnik

Automated Variance Reduction Generator (ADVANTG) (Mosher in sod., 2015), je računalniški program, ki so ga razvili na Oak Ridge National Laboratory. Njegov glavni namen je samodejno generiranja parametrov za redukcijo variance programa za Monte Carlo simulacijo transporta nevtralnih delcev MCNP. Omenjeni računalniški program so izdali pred kratkim (jeseni 2015), zato še ni ustrezno validiran.

Namen predstavljenega dela je validacija programa ADVANTG s podatki eksperimenta nevtronskega polja v betonskem labirintu z izvorom nevtronov ²⁵²Cf, objavljenem v International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project (ICSBEP) (John D. Bess, 2009).

Omenjeni eksperiment so izvedli na prostem leta 1982 v okolici Moskve na Inštitutu fizike visokih energij. Nevtronski izvor je predstavljal spontani razpad ²⁵²Cf postavljen pred vhodom v betonski labirint. Eksperiment so izvedli z in brez polietilenskega moderatorja (krogla s premerom 30.5 cm), ki je obdajal nevtronski izvor. Fluks nevtronov so merili na različnih pozicijah v labirintu s pomočjo Bonnerjeve krogle. Pri eksperimentu so ugotavljali, kakšen vpliv na izmerjen nevtronski fluks imajo različni materiali (polietilenske plošče, borirane betonske plošče, mrtvi konec), če jih dodatno vstavijo v različne predele labirinta. Na sliki 9.1 je prikazan model labirinta, ki je bil uporabljen v determinističnih izračunih (pogled iz tlorisa). Cilj eksperimenta je bil zagotoviti primeren referenčni eksperiment, ki bo ustrezen za validacijo različnih računalniških programov, ki ocenjujejo doze, ki so posledica prodiranja nevtronov skozi debele ščite.

Rezultati MCNP izračunov se dobro ujemajo z eksperimentom. Zaradi izredno majhnega števila nevtronov, ki so usmerjeni v predel detektorja, in zahteve po statistično zanesljivih rezultatih, potrebuje program MCNP veliko računalniškega časa za izvedbo simulacije. Tukaj nastopi računalniški program ADVANTG, ki močno pospeši celotno simulacijo. To doseže s pomočjo redukcije variance, pri čemer deterministično generira utežna okna,





Slika 9.1: Prečni prerez modela labirinta.

ki jih lahko interpretiramo kot »faktorje pomembnosti«. Ti imajo energijsko oz. krajevno odvisnost.

Hibridno deterministično-stohastični postopek je razdeljen na dva koraka. Prvi korak je deterministično reševanje transportne enačbe s pomočjo programa ADVANTG. Časi teh simulacij so bistveno krajši od stohastičnih simulacij, saj se izračuna le približna (groba) porazdelitev fluksa. ADVANTG nato izračuna adjungiran fluks. Na podlagi direktnega in adjungiranega fluksa ADVANTG generira utežna okna »weight windows«. Te faktorje lahko razumemo tako, da nevtrone, ki bodo h končni iskani vrednosti prispevali večji delež še dodatno podpiramo, in obratno nevtrone, ki gredo v drugo smer zavračamo. Produkt direktnega in adjungiranega fluksa predstavlja »contributon field«, ki se ga lahko razume kot polje pomembnosti za transport delcev od izvora do detektorja. Vse tri količine so prikazane na sliki 9.2.

Drugi korak je izvedba simulacije s pomočjo MCNP, pri čemer se upoštevajo utežna okna, ki so se generirala predhodno s pomočjo ADVANTG. Z omenjenim hibridnim postopkom močno pohitrimo simulacijo oz. dosežemo enako statistično negotovost v krajšem času.



Slika 9.2: Direktna nevtronska fluenca (levo), adjungirana fluenca (sredina), contributon field (desno).

Tekom simulacije MCNP izvaja različne statistične teste na izračunanih rezultatih. S tem preverja matematično zanesljivost konvergence. Eden izmed teh testov je FOM-figure of merit, ki ga lahko interpretiramo kot faktor učinkovitosti

$$FOM = \frac{1}{T \times R^2} \tag{9.1}$$

Pri čemer je T čas simulacije in R relativna statistična negotovost rezultata. Višja vrednost FOM pomeni boljšo učinkovitost simulacije. Za lažjo primerjavo med analognim MCNP (simulacija brez redukcije variance) in simulacijo, kjer uporabimo ADVANTG + MCNP, se uvede FOM_{rel} , ki ga interpetiramo kot faktor pospešitve oz. »speed-up factor«.

$$FOM_{rel} = \frac{FOM_{ADV}}{FOM_{MCNP}} \tag{9.2}$$

Slika 9.3 prikazuje FOM_{rel} v odvisnosti od merilne pozicije (1-10, A,B) za 11 različnih konfiguracij v labirintu. Iz grafa je razviden naraščajoči trend relativnih učinkovitosti (faktorji pospešitve) od 1 pa vse tja do 1000. S povečevanjem razdalje od nevtronskega izvora se število nevtronov, ki doseže detektorje manjša in posledično se vpliv redukcije variance (utežnih oken) povečuje. Prav tako sta na grafu razvidna dva skoka (med merilnima pozicijama 4-5 in 7-8), ki se ujemata s samo obliko labirinta (kolena). Faktorji pospešitve so občutno višji v primerih B (primer, ko je izvor obdan s polietilensko kroglo - v povprečju število detektiranih delcev manjše za faktor 3-5). Največja relativna pospešitev je bila dosežena pri konfiguraciji 4b pri najbolj oddaljeni merilni poziciji (MP 10). Ta je znašala kar 1380.



Slika 9.3: FOM_{rel} (faktorji pospešitve) v odvisnosti od merilne pozicije za 11 različnih konfiguracij v labirintu.

ADVANTG se je dokazal kot izredno močno orodje ne le za pospešitev MC simulacij (zmanjšanje računskega časa), ampak prav tako v generiranju učinkovitih parametrov za redukcijo variance v relativno kratkem času. Pospešitev je bila najbolj učinkovita pri tistih primerih (konfiguracija labirinta ali pozicija detektorja), kjer je bila velika atenuacija nevtronskega fluksa (izhodni del labirinta). Eksperimentalni podatki so dobro ujemajo s simulacijo. Še bolj pomembno pa je to, da v nobenem primeru rezultati pridobljeni s pomočjo simulacije ADVANTG + MCNP in rezultati dolgih analognih simulacij (samo MCNP) niso odstopali za več kot 0.25 %, pri čemer je bila pri obeh primerih relativna statistična negotovost rezultatov nižja kot $0.13\,\%.$

- John D. Bess, Tatiana Ivanova (2009). International Handbook of Evaluated Critical Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, Paris. Organization for Economic Cooperation in Development - Nuclear Energy Agency, published on DVD.
- Mosher, Scott W., Seth R Johnson in sod. (2015). ADVANTG An Automated Variance Reduction Parameter Generator.

Spletni seznam izvorov jedrskih podatkov za knjižnice JEFF, JENDL in ENDF

Andrej Brešan

Uvod

Pri pregledu najnovejših različic knjižnic jedrskih podatkov JEFF, JENDL in ENDF sem za vsako od knjižnic naredil tabelo o izvoru njihovih jedrskih podatkov za posamezne nuklide. Končni cilj je bil da se vse te podatke postavi na eno spletno mesto, ki bo prosto dostopno vsem uporabnikom. Potrebno jih je bilo torej pretvoriti v pregledno html obliko iz katere se da takoj razbrati iskane informacije. Pri tem delu sta nastala dva programa za pretvorbo podatkov iz Microsoft Excel formata v html obliko, ki sta olajšala in skoraj v celoti avtomatizirala proces.

Program Nuklid

Program, napisan v jeziku C++, je namenjen pretvorbi podatkov o posameznih nuklidih iz posamezne knjižnice iz datoteke formata csv v html. V csv datoteki so po vrsticah nanizani vsi nuklidi iz pregledane knjižnice s pripadajočimi podatki. Program za vsak nuklid ustvari svojo html datoteko v kateri so zbrani vsi njegovi podatki. V kodi ima ta na začetku ime datoteke iz katere mora brati. Ko jo odpre, bere vsako vrstico posebej. Pred tem definira niz znakov iz katerih se bo sestavilo ime izhodne html datoteke, za njim pa še niz v katerega bo shranil kodo s katero smo označili posamezen nuklid. Sledeči pogojni stavek pregleda za kateri tip kode gre, saj imajo nekateri nuklidi poleg 6-mestne kode še dodatno črko in številko. Zanka nato prebere vsak znak kode posebej in jo shrani v prej definirano tabelo. Sledeče while in if zanke s parametri a in b gledajo kateri je prvi znak po drugi navpični črti v posamezni vrstici csv datoteke. Če se tam nahaja znak "N" pomeni, da je v podatkih navedeno »New evaluation« in bo to vključilo v ime html-ja znak "n", če znaka "N" ne bo pa podčrtaj. Sledeče vrstice sestavijo dokončno obliko imena html-ja. Ko je program določil ime izhodne datoteke, tako za

Andrej Brešan

(www.rcp. ijs.si /fl	8/origin_of_nuclide_data/SKL	JPNO/1019039_ENDF.html			C Q Search		
CODE	NUCLIDE	ORIGINAL DATA TAKEN FROM	MODIFICATION	ADDITIONAL FILE MODIFICATIONS	ORIGINAL DATA TAKEN FROM	MODIFICATION	ADDITIONAL FILE MODIFICATIONS	COMMENTS
1019039	019_K_039	JENDL-3.3	(1,451) Updated (3,251) Deleted. (4,2) Transformation matrix deleted. (5,16-91) INT=22. (12,16-107) Added. (14,16-107) Added. (15,16-107) Added.		JENDL-3.2	(3,1),(3,4),(3,51-91),(3,251), (4,2),(4,51-54) new optical and statistical model cal. (3,2) total - nonelastic		K39,41 Resonance Parameter Evaluation, October, 2007.

Slika 10.1: Primer tabele v html datoteki, ki jo izdela program »Nuklid« za posamezen nuklid iz prebrane Excell tabele oziroma csv datoteke.

nuklide z navadno kodo kot za tiste z dolgo, začne pisati v html datoteko. Najprej napiše glavo (header), nato sledeča zanka potuje po vrstici in glede na število navpičnih črt v vrstici, priredi število stolpcev v tabeli html datoteke. Ta zanka nato napiše prvo vrstico tabele in poimenuje posamezne stolpce. Naslednja zanka prebere celo vrstico znak za znakom in podatke ustrezno vključi v stolpce tabele. Na koncu program še ustrezno zaključi html datoteko.

Program Final

Tako kot prejšnji program je tudi Final napisan v C++ jeziku. Njegova naloga je ustvariti html tabelo kjer je v vsaki vrstici ime enega nuklida, zraven pa navedene vse tri pregledane knjižnice. Če knjižnica vsebuje podatke o tem nuklidu, se pod njo nahaja povezava na mali html file, ki te podatke vsebuje.

Koda programa ima na začetku ime izhodne html datoteke, za tem pa napiše njegovo glavo(header). Sledeče vrstice vsebujejo kode 502 nuklidov. Program nato odpre direktorij z vsemi html datotekami, ki smo jih s prejšnjim programom pripravili. Pri tem definiramo določene nize (stringe) in števila, ki nam bodo služili kasneje. »While« zanka bere posamezna imena datotek v direktoriju. V njej definiramo kam se bo shranjevala prebrana koda, kaj je za številčno kodo, kam se bo shranjevalo ime prebrane knjižnice in niz »name«, ki ga bomo potrebovali kasneje. Pogojni stavek, ki sledi iz imena izlušči kodo nuklida. Program nato preverja ali je koda, ki jo je pravkar prebral enaka tisti, ki jo je prebral v prejšnji iteraciji, saj to pomeni, da gre za isti nuklid, katerega podatke je potrebno zapisati v isto vrstico velike tabele. Če gre za isti nuklid, bo naslednji if stavek iz imena izluščil kateri knjižnici pripada in naslednje tri zanke zabeležijo katero knjižnico je prebral, tako, da prej definirana števila povečajo za 1 in niz »name« dobi ime prebrane knjižnice. Znak »e«, ki ga definiramo na koncu pa preverja ali ime html datoteke posameznega nuklida Spletni seznam izvorov jedrskih podatkov / .../

thttp://www.r/imenal.html	x +			_
(i) www.rcp.ijs.si/f8/origin_	of_nuclide_data/SKUPNO/imena1.html	C Q Sea	rch 👌 🖻 🦊	↑ ▽
I-H-1	ENDF New evaluation	JEFF <u>New evaluation</u>	JENDL Modified	
-H-2	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
H-3	ENDF <u>New evaluation</u>	JEFF New evaluation	JENDL No data	
He-3	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
He-4	ENDF Modified	JEFF Modified	JENDL Modified	
Ji-6	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
_i-7	ENDF Modified	JEFF Modified	JENDL Modified	
le-7	ENDF New evaluation	JEFF No data	JENDL No data	
le-9	ENDF Modified	JEFF Modified	JENDL Modified	
3-10	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
3-11	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
2-12	ENDF Modified	JEFF Modified	JENDL Modified	
2-13	JEFF Modified	ENDF No data	JENDL No data	
v-14	JEFF New evaluation	ENDF Modified	JENDL Modified	
N-15	JEFF	ENDF	JENDL	

Slika 10.2: Končna tabela, ki jo izdela program »Final« kjer so nanizani vsi nuklidi iz vseh pregledanih knjižnic. Zraven vsakega so v naslednjih stolpcih navedene knjižnice, pod njimi

vsebuje n ali __, da bo program vedel če mora napisati »New evaluation« ali ne. Ko program zaključi, shrani pravkar prebrano kodo v niz »previous«. Pogoj »else«, ki sledi prvi zanki pa pride v poštev ko prebrana koda ni enaka nobeni od prejšnjih, ker to pomeni, da gre za nov nuklid. Ko novo kodo prebere, najprej preveri, če je bil prejšnji nuklid vsebovan v vseh treh knjižnicah. Če v kateri od njih manjka, zapiše v to okence »No data«. Vrstica tabele se nato zaključi in začne pisati novo. »if« stavki, ki sledijo, primerjajo prebrano kodo s tistimi, ki jih program vsebuje. Ko je ta identificirana, zapiše ime nuklida v prvi stolpec nove vrstice. Postopek, ki sledi je enak kot prej: pogleda v katero knjižnico spada, če vsebuje »n«, naredi povezavo in na koncu da kodo v niz »previous«. Za zadnjega še enkrat preveri, če je prebral vse knjižnice in zaključi html tabelo.

Zaključek

Končni izdelek, tabela s seznamom vseh pregledanih nuklidov, je sedaj dostopna na spletni strani oddelka F8 na IJS kot TABLE OF ORIGIN OF NUCLEAR DATA skupaj z navodili za njeno uporabo. Na isti strani so zraven dodane še kode vseh programov, ki so nastali pri tem pregledu: program za pregledovanje samih ENDF-6 formatov in programa za izdelavo Andrej Brešan



Slika 10.3: Spletna stran oddelka F8 (IJS) kjer najdemo tabelo skupaj z navodili za uporabo, kodami in opisi uporabljenih programov ter povezave na spletne strani knjižnic jedrskih podatkov JEFF, JENDL in ENDF.

html datotek. Kodam so priloženi še opisi programov z navodili za uporabo za morebitne uporabnike v prihodnosti in razvijalce, ki bi hoteli programe optimizirati, spreminjati ali izboljšati. Na koncu pa so še povezave na spletne strani vseh treh knjižnic. Stran ima sedaj svojo osnovno obliko. Morebitne napake in pomanjkljivosti se bodo odkrile, ko bo stran prešla v širšo uporabo. Morebitne napake in pomanjkljivosti se bodo pokazale ob širši uporabi tega orodja. Izboljšave se lahko doda naknadno.

Meritve totalnega preseka in preseka za zajetje nevtronov naravnega srebra v resonančnem območju z metodo časa preleta nevtrona

Lino Šalamon

Motivacija

Naravno srebro je sestavljeno iz dveh stabilnih izotopov, to sta $^{107}\mathrm{Ag}$ in $^{109}\mathrm{Ag}$, pri čemer je izotopa $^{107}\mathrm{Ag}$ v naravi nekoliko več (51.8%). Srebro se pogosto uporablja skupaj s kadmijem in indijem kot absorber nevtronov v kontrolnih palicah za nadzor verižne reakcije v tlačnovodnih reaktorjih. Cilj te raziskave je izboljšati jedrske podatke za reakcije z nevtroni v območju ločljivih resonanc reakcijskih presekov $^{107}\mathrm{Ag}$ in $^{109}\mathrm{Ag}$ ter tako natančneje določiti reaktivnost kontrolnih palic.

Pospeševalnik GELINA

GELINA je pospeševalnik elektronov na raziskovalnem inštitutu EC-JRC v Geelu (Belgija), ki je namenjen visokoločljivostnim meritvam energijskoodvisnih reakcijskih presekov z nevtroni v resonančnem območju z metodo časa preleta nevtrona (TOF metoda) (Firk, 1979; Harvey, 1970). Po tej metodi iz časa, v katerem nevtron prepotuje razdaljo med mestom v tarči, kjer nastane, ter mestom v detektorju, kjer ga zaznamo, lahko določimo efektivno kinetično energijo nevtrona. V pospeševalniku pospešeni elektroni v tarči iz urana in molibdena preko zavornega sevanja elektronov in naprej preko (γ ,n) reakcije in v manjšem delu tudi (γ ,f) procesa ustvarijo zvezen spekter nevtronov med 10 meV in 20 MeV. GELINA deluje v pulznem načinu med 50 Hz in 800 Hz. Eksperimentalne postaje v oddaljenosti 10-400 m od izvora nevtronov so opremljene s posebno opremo za meritve prepustnosti in zajetja nevtronov. Iz izmerjenih spektrov lahko izračunamo totalne preseke in preseke za zajetje nevtronov, ki jih parametriziramo z jedrskimi modeli. V termičnem območju in območju ločljivih resonanc spektra reakcijske preseke z nevtroni opišemo z R-matrično teorijo (Willard, 1969), kjer resonančne strukture opredelimo z energijo, spinom, parnostjo in delnimi širinami resonanc (te predstavljajo verjetnosti za razpad jedra preko sipanja, (n,γ) , fisije...). Z nobeno izmed obstoječih jedrskih teorij ne znamo določiti resonančnih parametrov neposredno iz teorije, lahko pa jih določimo iz primerjave modela z izmerjenimi spektri (prepustnosti in zajetja nevtronov).

Osnove meritev in analize za določitev totalnega preseka in preseka za zajetje nevtrona

Pred samo meritvijo je potrebno izbrati ustrezno frekvenco pospeševalnika ter razdaljo med izvorom nevtronov ter detektorjem. Na razširitev resonančnih profilov spektrov v nizko-energijskem območju vpliva Doplerska razširitev resonanc, pri višjih energijah pa je prevladujoča ločljivost naprave, tako da je širina resonanc pogojena z razdaljo. Po drugi strani pa intenziteta nevtronskega fluksa pada s kvadratom razdalje, kar vpliva na slabšo statistiko pri večjih razdaljah. To pomeni, da je pri izbiri razdalje potrebno napraviti kompromis med ločljivostjo naprave in intenziteto nevtronskega fluksa (Schillebeeckx in sod., 2012).

Prepustnost je neposredno povezana s totalnim presekom, če meritev izvedemo v t.i. »primerni geometriji«. To pomeni, da je vzorec z merjenim izotopom postavljen pravokotno na smer nevtronskega žarka, da gredo vsi detektirani nevtroni skozi vzorec ter da nevtroni, ki se sipajo na vzorcu ali ostalih komponentah naprave, niso detektirani (P. Schillebeeckx, Becker in sod., 2012). Eksperimentalna prepustnost je določena iz razmerja med spektrom z vzorcem in spektrom brez vzorca v nevtronskem žarku ter je neodvisna od izkoristka detektorja in energijsko odvisnega nevtronskega fluksa. Zaradi tega gre za eno izmed najbolj natančnih nedestruktivnih metod, pri kateri lahko totalni presek izotopa določimo z negotovostjo < 1%. Meritve presekov za zajetje nevtrona temeljijo na detekciji promptnih gama žarkov, ki se izsevajo pri reakciji nevtrona z vzorcem. Količina, ki jo določimo z meritvijo, je pridelek za zajetje nevtronov in predstavlja delež vpadnih nevtronov, ki z vzorcem reagira preko (n,γ) reakcije. Eksperimentalni pridelek določimo iz TOF spektra žarkov gama, ki ga normaliziramo z energijsko odvisnim nevtronskim fluksom ter normalizacijsko konstanto. Ta konstanta vsebuje: verjetnost za detekcijo vsaj enega žarka gama iz kaskade žarkov gama pri zajetju enega nevtrona, kot med vzorcem in detektorjem, verjetnost za pobeg žarkov gama iz vzorca ter efektivno površino vzorca kot jo vidi nevtronski

žarek. Meritev in obdelava sta kompleksnejši kot pri prepustnosti, končni preseki za zajetje pa imajo v splošnem večjo negotovost kot totalni preseki (P. Schillebeeckx, Becker in sod., 2012).

Ozadje TOF meritev določimo s t.i. metodo »črnih resonanc«. To pomeni, da imamo med meritvijo v nevtronskem žarku vstavljene filtre iz različnih materialov, ki pri določenih energijah absorbirajo vse nevtrone (»črne resonance«). Ozadje kot funkcijo TOF pri meritvah prepustnosti in energijsko odvisnega nevtronskega fluksa izrazimo z analitično funkcijo, katere proste parametre določimo s prilagajanjem prostih parametrov funkcije na območja »črnih resonanc« (P. Schillebeeckx, Becker in sod., 2012). Večino meritev opravimo vsaj z enim filtrom, s čimer lahko ves čas nadzorujemo obliko in raven ozadja. Pri meritvah žarkov gama pa moramo za pravilno določitev ozadja poleg meritve z vzorcem opraviti še meritve brez vzorca za karakterizacijo prispevkov, ki so neodvisni od samega vzorca, ter meritve z vzorcem, ki reagira z nevtroni samo preko sipanja (npr. ²⁰⁸Pb). S tem upoštevamo delež sipanih nevtronov na vzorcu, ki jih izmeri naš detektor. Preden od meritev odštejemo ozadje, moramo spektre popraviti za mrtvi čas ter jih normalizirati na enako intenziteto nevtronov.

V naslednjem koraku rezultate eksperimenta (prepustnost in pridelek za zajetje nevtronov) analiziramo s programom za analizo resonančnih parametrov reakcijskih spektrov iz izmerjenih spektrov, kot je npr. REFIT (Moxon in sod., 2010). Program izračuna reakcijske preseke iz resonančnih parametrov na podlagi Reich-Moore aproksimacije R-matričnega formalizma. Program omogoča, da v analizo vključimo eksperimentalne efekte prisotne pri TOF meritvah, kot so nehomogenost vzorca, Dopplerska razširitev resonanc, odziv TOF naprave in detektorja. Vključuje tudi popravke potrebene za analizo meritev zajetja nevtronov, kot so popravki za samoščitenje, pojav večkratnih interakcij v vzorcu ter atenuacijo žarkov gama v vzorcu (P. Schillebeeckx, Borella in sod., 2011). Program REFIT resonančne parametre določi iz analize oblike spektrov, s prilagajanjem prostih parametrov teoretičnih spektrov na eksperimentale spektre po metodi najmanjših kvadratov.

Meritve reakcijskih presekov naravnega srebra v resonančnem območju

Za meritve smo uporabili vzorce v obliki diska iz naravnega srebra različnih debelin (0.25 mm, 0.126 mm ter 0.06 mm).

Nevtrone pri meritvah prepustnosti smo detektirali z Li-glass scintilatorskim

detektorjem, postavljenim 11 m stran od izvora nevtronov, med tem ko so bili vzorec in filtra (Na in Co filter) postavljeni približno 8 m od izvora. Meritve smo izvajali v ciklih, med katerimi smo izmenično vstavili in izvlekli vzorec iz nevtronskega žarka. Ciklično merjenje omogoča zavrženje ciklov, med katerim delovanje pospešalnika ni stabilno.

Pri meritvah zajetja nevtronov smo detektor in vzorec postavili približno 12.9 m stran od izvora nevtronov. Za detekcijo žarkov gama smo uporabili par C_6D_6 tekočih scintilatorskih detektorjev. Energijsko odvisni vpadni fluks nevtronov smo merili z ¹⁰B Frischevo mrežasto ionizacijsko celico, ki smo jo postavili v nevtronski žarek 1 m pred vzorec. Za določitev ozadja smo v žarek nevtronov vstavili Na in S filter. Normalizacijsko konstanto smo določili z notranjo normalizacijo resonance ¹⁰⁹Ag pri 5.2 eV, ki je pri debelinah vzorcev 0.25 mm ter 0.126 mm saturirana ter se ne prekriva z ostalimi resonancami ¹⁰⁷Ag in ¹⁰⁹Ag. Za energijsko območje saturirane resonance velja, da vsi absorbirani nevtroni povzročijo (n,γ) reakcijo ter da so prispevki k normalizacijski konstanti neodvisni od resonančnih parametrov resonance. Konstanto smo določili s prilagajanjem prostih parametrov pridelka za zajetje nevtrona, izračunanega s programom REFIT, na eksperimentalni pridelek v energijskem področju saturacije. Pri tem je bila normalizacijska konstanta edini prosti parameter. Iz primerjave končne oblike eksperimentalnega pridelka in pridelka izračunanega na podlagi resonančnih parametrov v JEFF-3.2 knjižnici v območju ločljivih resonanc opazimo razliko spektrov pri nekaterih resonancah (slika 11.1), kar nakazuje na problem z resonančnimi parametri izotopov ¹⁰⁷Ag in ¹⁰⁹Ag v območju ločljivih resonanc v tej knjižnici.

V naslednjem koraku te raziskave bomo končne spektre prepustnosti in pridelka za zajetje nevtronov za različne debeline vzorcev srebra vstavili v REFIT ter opravili hkratno resonančno analizo spektrov za določitev novih resonančnih parametrov srebra. Skupna analiza meritev prepustnosti in zajetja nevtronov za tanke in debele vzorce srebra je namreč potrebna za določitev delnih širin resonanc izotopov srebra, to sta širina za sipanje nevtrona ter širina za zajetje nevtrona. Nove vrednosti parametrov bodo vključene v »Atlas of new resonances«.



Slika 11.1: Primerjava med eksperimentalnim pridelkom za zajetje nevtrona ter pridelkom za zajetje, izračunanim s programom REFIT na podlagi JEFF-3.2 knjižnice.

- Firk, F.W.K (1979). »Neutron time-of-flight spectrometers«. V: Nuclear Instruments and Methods 162, str. 539–563.
- Harvey, J.A. (1970). Experimental Neutron Resonance Spectroscopy. Academic Press, str. ii–.
- Moxon, M. C., T. C. Ware in C. J. Dean (2010). »REFIT-2009 A Least-Square Fitting Program for Resonance Analysis of Neutron Transmission, Capture, Fission and Scattering Data Users' Guide for REFIT-2009-10«. V: UKNSF, str. 243.
- Schillebeeckx, P., B. Becker in sod. (2012). »Determination of Resonance Parameters and their Covariances from Neutron Induced Reaction Cross Section Data«. V: Nuclear Data Sheets 113.12, str. 3054–3100.
- Schillebeeckx, P., A. Borella in sod. (2011). »Neutron Resonance Spectroscopy at GELINA«. V: JKPS 59, str. 1563–1568.

- Schillebeeckx, P, A Borella in sod. (2012). »Neutron resonance spectroscopy for the characterization of materials and objects«. V: Journal of Instrumentation 7.03, str. C03009.
- Willard, Harvey B. (1969). "The Theory of Neutron Resonance Reactions. J. E. Lynn. Clarendon (Oxford University Press), New York, 1968. xiv + 504 pp., illus. 16. International Series of Monographs on Physics". V: Science 165.3895, str. 785–785.

III. del: Fuzija



Moderator: Klemen Ambrožič

Izračun nevtronske fluence na eksperimentalnih pozicijah z Monte Carlo in determinističnimi kodami

•••

Bor Kos

Zaradi kompleksnosti geometrijskih modelov fuzijskih naprav in fizikalnih procesov, ki se odvijajo v njih je simulacija transporta nevtronov v takih napravah zelo zahtevna. Eksperimentalna verifikacija najnovejših računalniških kod za simulacijo transporta nevtronov in jedrskih podatkov v fuziji je zato nujno potrebna.

Tokamak JET ponuja odlično priložnost za testiranje računalniških kod in jedrskih podatkov zaradi svoje geometrijske podobnosti tokamaku ITER in DD (devterij – devterij) ter DT (devterij – tritij) plazme kot izvora nevtronov. Eksperiment strujanja nevtronov v fuzijski, tokamkak, geometriji (Batistoni in sod., 2015), ki se trenutno izvaja na tokamaku JET je idealna priložnost za testiranje in validacijo najsodobnejših in obstoječih kod s katerimi simuliramo transport nevtronov ter jedrskih podatkov.

Eksperiment sestavljajo meritve nevtronske fluence na raznih pozicijah znotraj hale torusa tokamaka JET s pomočjo termoluminiscenčnih dozimetrov (TLD). Dozimetri so postavljeni v hali na lokacijah, ki so od plazme oddaljene od enega metra do nekaj deset metrov. TLD-ji so postavljeni na še posebno nedostopnih mestih, kot je labirint, ki služi kot vhod za osebje v halo tokamaka in na dnu jugo-zahodnega jaška v hali. Labirint je še dodatno ščiten pred nevtroni z uporabo boriranega betona. Pot po kateri morajo prepotovati nevtroni, da pridejo na dno JZ jaška v kleti tokamka pa je dolga približno 40 m. Najnovejše meritve so bile izvedene med obratovanjem z DD plazmo, torej z nevtroni, ki imajo energijo približno 2 MeV. V prihodnosti so načrtovane meritve tudi med DT obratovanjem, kjer bodo izvorni nevtroni imeli energijo okoli 14 MeV. Zaradi višje energije bo problem še zahtevnejši, saj so tudi jedrski podatki pri višjih energijah bolj negotovi. Poleg tega je pri višjih energijah nujna dodatna validacija računalniških kod, ki se uporabljajo za simulacijo transporta nevtronov.

Zaradi oddaljenosti od izvora nevtronov, ščitenja ter kompleksnosti same geometrije modelov fuzijskih naprav tako imenovane analogne Monte Carlo simulacije, kjer ne uporabljamo metod za redukcijo variance, ne dosežejo zadovoljive statistične negotovosti v nekem zmernem računskem času. Zato se za potrebe simulacij v takšnih geometrijah predlaga uporaba determinističnih kod na dva načina.

V prvem primeru se deterministične kode uporablja kot izvor neodvisnih rezultatov za vrednosti nevtronskega fluksa na globalni skali. V tem primeru uporabimo numerične rešitve sistema diferencialnih enačb, ki izvirajo iz transportne enačbe, kot samostojen rezultat za primerjavo z Monte Carlo rešitvami. Na žalost deterministični algoritmi za takšne primere pravzaprav niso primerni, saj so podvrženi problemom, ki se pojavijo, ko želimo simulirati strujanje nevtronov skozi prazen prostor. V takih primerih deterministični algoritmi pogosto dajejo napačne odgovore zaradi tako imenovanega "rayeffect-a", kjer je poudarjeno stujanje nevtronov na preferenčnih kotih, kot posledica razvoja kotnega fluska po končnem številu prostorskih kotov.

V drugem primeru pa deterministični izračun uporabimo kot osnovo za določevanje parametrov za redukcijo variance Monte Carlo izračuna. Ta drugi, hibridni pristop, implementira koda ADVANTG (Mosher in sod., 2015). V tem primeru za konstruiranje parametrov za redukcijo variance potrebujemo le grobo globalno oceno fluksa in adjungiranega fluksa. Ker so deterministični preračuni neprimerno hitrejši od Monte Carlo preračunov so idealna osnova za določevanje parametrov za redukcijo variance. Za nekaj ključnih mest so primerjani rezultati determinističnega algoritma za reševanje transportne enačbe Denovo (Evans in sod., 2010) in rezultati analognih Monte Carlo simulacij. Za Monte Carlo simulacije je uporabljen program MCNP (X-5 Monte Carlo Team, 2003). Razlike med determinističnimi in Monte Carlo preračuni se povečajo z razdaljo od izvora nevtronov - plazme. Na največjih razdaljah, nekaj 10 m, je razlika med determinističnim in Monte Carlo preračunom en velikostni red.

V tabeli 12.1 in grafu 12.1 so primerjani rezultati hibridne simulacije transporta nevtronov z eksperimentalnimi meritvami s pomočjo termoluminiscenčnih dozimetrov na primeru eksperimenta strujanja nevtronov v tokamak geometriji. Izvedena sta bila dva seta meritev z drugačno postavitvijo detektorjev glede na izvor nevtronov. Lokacije A1, A8 in B1 so relativno blizu izvora nevtronov, zato so tudi ujemanja s simulacijo boljša. Lokacija A7 je v labirintu, B6 pa na dnu JZ jaška. Ujemanje na teh lokacijah je presenetljivo dobro. Simulacije z drugimi metodami za redukcijo variance, torej ne-hibridnimi, so bile slabše za nekajkrat.

Tabela 12.1: Tabela razmerja med vrednostjo simulacije in eksperimentalno vrednostjo za razne eksperimentalne pozicije.

Lokacija TLD	A1	A7	A8	B1	B6
1. set meritev	0.36	2.11	0.42	0.68	2.44
2. set meritev	0.34	2.19	0.40	0.67	1.29

V nadaljevanju bo hibridna metoda uporabljena za analizo še zahtevnejšega primera z DT izvorom nevtronov z energijo približno 14 MeV. Metoda za določevanje parametrov za redukcijo variance bo nadgrajena in med drugim validirana tudi na primeru tega eksperimenta strujanja nevtronov v fuzijski oz. tokamak geometriji.



Slika 12.1: Graf razmerja med vrednostjo simulacije in eksperimentalno vrednostjo nevtronske fluence za razne eksperimentalne pozicije.

- Batistoni, P., S. Conroy in sod. (2015). »Benchmark experiments on neutron streaming through JET Torus Hall penetrations«. V: Nuclear Fusion 55.5, str. 053028.
- Evans, T. M., A. S. Stafford in sod. (2010). »Denovo: A New Three-Dimensional Parallel Discrete Ordinates Code in SCALE«. V: Nuclear Technology 171, str. 171–200.
- Mosher, Scott W., Seth R Johnson in sod. (2015). ADVANTG An Automated Variance Reduction Parameter Generator.
- X-5 Monte Carlo Team (2003). MCNP Version 5, Vol. I: Overview and Theory. Teh. poročilo LA-UR-03-1987. Los Alamos National Laboratory.

Modeliranje Emisije Nevtronov v Velikih Tokamakih

Žiga Štancar

Eni izmed ključnih prenašalcev informacij o stanju plazme v sodobnih in bodočih fuzijskih napravah so nevtroni. Prek merjenja nevtronske emisije tokamakov lahko diagnosticiramo nekatere izmed ključnih plazemskih parametrov, kot so temperatura plazme, energije hitrih ionov in porazdelitev plazemskega gretja (Wesson, 2004). Nevtroni igrajo tudi ključno vlogo pri merjenju fuzijske moči – sproščena energija pri fuzijskih reakcijah med dvema izotopoma devterija ter devterija in tritija je namreč sorazmerna številu izsevanih nevtronov. Prav tako bo mehanizem pridobivanja goriva, tritija, prek reakcije z litijem v stenskih oplodnih modulih tokamaka temeljil na nevtronih spročenih iz plazme (Freidberg, 2007). Za vse navedene diagnostične in obratovalne sisteme velikih tokamakov je torej potrebno znanje o nastajanju nevtronov v plazmi, ki omogoča razvoj programov za generacijo nevtronskih izvorov. Ti se lahko uporabljajo za preračune transporta nevtronov z metodo Monte Carlo, s pomočjo katerih se opravljajo analize odziva nevtronskih diagnostičnih sistemov in detektorjev tako znotraj kot tudi zunaj vakuumskih posod tokamakov.

V želji po natančnem modeliranju izseva nevtronov iz plazem tokamakov je potrebno podrobneje pogledati mehanizme fuzijskih reakcij. Najprimerneje je uporabiti programe za simulacije plazme, ki natančno opisujejo interakcije nabitih delcev v plazmi in reakcije, ki potekajo med njimi (Goldston in sod., 1981). Moderne kode za simulacijo plazme imajo vgrajene tudi module, ki omogočajo upoštevanje gretja plazme. Najpogostejša načina gretja v velikih tokamakih sta injiciranje nevtralnih delcev in radiofrekvenčno gretje, ki znatno zvišata energije lahkih ionov in tako prispevata k večji hitrosti fuzijskih reakcij. Večina programov simulacije plazme deluje na 1.5D osnovi. To pomeni, da se transportne enačbe plazme rešuje sicer v 1D geometriji, kar predstavlja ekvilibrijske magnetne silnice v poloidalnem preseku tokamaka, pri čemer se rešitve zloži v 2D profil glede na ravnovesno statično stanje plazme. Z nevtronskega vidika so najpomembnejši rezultati porazdelitvene funkcije hitrih ionov, torej tisti del ionske populacije, ki največ prispeva k številu fuzijskih reakcij. Pomembni ionski parametri so njihov položaj, energija in smer leta, ki določajo t.i. reaktivnost preko povezave s preseki za fuzijo (Bosch in Hale, 1982). Simbolični primer profila gostote hitrih ionov v velikem tokamaku je prikazan na Sliki 13.1. Na sliki so s črno črto označene meje vakuumske posode tokamaka in z rdečo meje plazme v statičnem ekvilibrijskem stanju.

Na podlagi podatkov o temperaturi in smeri premikanja plazemskih ionov je možno oceniti spekter izsevanih nevtronov. Za to je potrebno rešiti enačbo za verjetnost reakcije pri dvodelčni interakciji. Sodobni programi omogočajo izračun spektra nevtronov na podlagi izhodnih izračunov plazemskih programov. Izračun porazdelitvene funkcije hitrih ionov s programi za simulacijo plazme predstavlja osnovo za oceno nevtronskega spektra plazme (Eriksson in sod., 2016).

Nevtrone tako popolnoma opišemo s trojčkom - položaj nastanka znotraj vakuumske posode \vec{r} , relativna smer leta \vec{s} in začetna energija nevtrona E_0 . Podatke o nevtronih, ki jih izseva vroča plazma, lahko uporabimo za opis nevtronskega izvora in razvoj programa, ki omogoča naključno generiranje rojstev nevtronov. Prek nadaljnjih Monte Carlo izračunov je mogoče validirati programe za simulacije plazme in plazemsko fiziko, na katerih ti temeljijo, prek primerjave z eksperimentalnimi podatki.



Slika 13.1: Profil gostote hitrih ionov v velikem tokamaku z označeno mejo vakuumske posode tokamaka (črna) in z mejo plazme v statičnem ekvilibrijskem stanju (rdeča).

- Bosch, H.-S- in G. M. Hale (1982). »Improved Formulas for fusion crosssections and thermal reactivities«. V: Nuclear fusion 32, str. 40–46.
- Eriksson, J. in sod. (2016). »Calculating fusion neutron energy spectra from arbitrary reactant distributions«. V: Computer Physics Communications 199, str. 40–46.
- Freidberg, J. P. (2007). Plasma Physics and Fusion Energy. Cambride University Press.
- Goldston, R. J. in sod. (1981). »New Techniques for Calculating Heat and Particle Source Rates due to Neutral Beam Injection in Axisymmetric Tokamaks«. V: Journal of Computational Physics 43, str. 61–78.
- Wesson, J. (2004). Tokamaks 3^{rd} Edition. Clarendon press Oxford.
14. PRISPEVEK

Kalibracija detektorjev nevtronov tokamaka JET

Aljaž Čufar

Produkcija nevtronov v fuzijskih reaktorjih je eden od ključnih parametrov za njihovo nadzorovano in zanesljivo obratovanje. Raziskovalci Odseka za reaktorsko fiziko (F8) Instituta Jožef Stefan (IJS) smo bili vpleteni tako v kalibracijo na DD nevtrone (nevtroni sproščeni z energijo 2.45 MeV), ki je potekala v letu 2013, kot tudi DT nevtrone (nevtroni sproščeni z energijo 14.1 MeV), za katero so bili eksperimenti izvedeni konec januarja in začetek februarja 2017, sama analiza rezultatov pa je še v teku.

Tokamak JET ima različne detektorje nevtronov, ki so namenjeni diagnostiki emisije nevtronov fuzijske plazme. Z vidika meritve količine nevtronov in s tem preko fuzije sproščene energije sta najpomembnejša sistem za časovno odvisno meritev produkcije nevtronov, ki ga sestavljajo fisijske celice na treh lokacijah ob reaktorju ter aktivacijski sistem, ki meri celotno količino sproščenih nevtronov v plazemskem pulzu na osnovi aktivacije folij na obsevalnem mestu blizu plazme. Namen DD kalibracije v letu 2013 in DT kalibracije v letu 2017 je ponovna absolutna kalibracija teh dveh sistemov po zamenjavi prve stene reaktorja s ciljno natančnostjo 10%.

Zaradi velike razlike v lokaciji fisijskih celic in aktivacijskega sistema sta postopka za kalibraciji teh dveh sistemov različna. Zaradi kompleksnost fuzijskega reaktorja in s tem povezanih negotovosti v računskih modelih so skupna točka obeh postopkov kalibracije meritve odziva detektorjev na kalibracijski izvor nevtronov postavljen na različnih mestih v reaktorju. Za kalibracijo na DD nevtrone je bil kot kalibracijski izvor uporabljen ²⁵²Cf, ki oddaja nevtrone zaradi razpada jeder preko spontane cepitve, za kalibracijo na DT nevtrone pa kompaktni generator DT nevtronov, ki deluje na osnovi pospeševalnika. Način postavitve izvora na pozicije v reaktorju je bil v obeh primerih enak, uporabljen je bil sistem za oddaljeno rokovanje (Snoj, Lengar, Aljaž Čufar in sod., 2013). To je sistem, ki se uporablja za vzdrževalna dela v reaktorju in je primeren za postavitev izvora na vse relevantne položaje v reaktorju.





Slika 14.1: Kalibracijski faktor za aktivacijski sistem je pridobljen s pomočjo simulacije, kjer je uporabljen model reaktorja, ki dobro popiše kalibracijski eksperiment.

V primeru aktivacijskega sistema so bile za določitev kalibracijskega faktorja uporabljene meritve aktivacije na treh položajih izvora nevtronov, ki so postavljeni relativno blizu obsevalnega mesta. Glavni namen meritev je v tem primeru namreč preveritev računskega modela, ki je potem uporabljen za izračun kalibracijskega faktorja (Slika 14.1). Pri kalibraciji aktivacijskega sistema se je za največjo težavo izkazala nenatančnost v postavitvi izvora nevtronov. V primeru, da je izvor nevtronov postavljen blizu aktivacijskih folij, najbližja pozicija je približno 30 cm od folij, je namreč občutljivost odziva na negotovosti v položaju visoka. Za zmanjšanje negotovosti je bilo tako treba uporabiti posebne pripomočke, ki so zagotovili večjo natančnost določitve položaja izvora nevtronov. V primeru DD kalibracije je bil uporabljen mehanski pripomoček (distančnik), ki je določil razdaljo preko fizičnega kontakta med izvorom in najbližjo merilno pozicijo, pri DT kalibraciji pa je bil uporabljen sistem dveh laserjev, ki je zagotavljal, da je razdalja med generatorjem in obsevalnim mestom primerna.

Postopek določitve kalibracijskih faktorjev za fisijske celice je nekoliko kompleksnejši. Med plazmo in detektorjem je znatna razdalja, kjer se nahajajo objekti (vakuumska posoda, cevi s hladilnimi tekočinami, detektorski sistemi, sistemi za gretje plazme, itd.), ki so z vidika materialne sestave in geometrije pogosto slabo znani in posledično modelirani z mnogimi približki. Posledica je slabše ujemanje izmerjenih in simuliranih odzivov fisijskih celic, v primerjavi z aktivacijskim sistemom, kar nam onemogoča določitev kalibracijskih faktorjev zgolj z uporabo modelov. Kljub temu pa so izračuni še vedno pomemben del določitve kalibracijskih faktorjev, saj so uporabljeni kot relativni popravki izmerjenim vrednostim, s katerimi preidemo iz scenarija, kjer so bile izvedene meritve za kalibracijo, v scenarij normalnega obratovanja reaktorja. Z modelom reaktorja, kalibracijskega izvora in plazemskega izvora ter sistema za oddaljeno rokovanje se tako v postopku kalibracije izračuna popravek oz. korekcijski faktor (Snoj, Lengar, AljaŽ Čufar in sod., 2016), ki kvantificira motnje v nevtronskem polju zaradi prisotnosti sistema za oddaljeno rokovanje in ostalih sprememb v geometriji ter popravka, ki povezuje odziv na točka-

Kalibracija detektorjev nevtronov tokamaka JET



Slika 14.2: Kalibracijski faktor za fisijske celice je določen na podlagi izmerjenih odzivov fisijskih celic, ki jih popravimo za razlike v konfiguraciji reaktorja in izvora nevtronov, ki sta izračunana (za vsak detektor) z uporabo računskega modela.

ste izvore na merjenih položajih v reaktorju in plazemski izvor (Slika 14.2). Uporaba korekcijskih faktorjev izračunanih z modelom, ki zgolj v grobem popiše nevtronsko polje v okolici reaktorja, pomeni, da imajo popravki znatne negotovosti. Uporaba tako pridobljenih korekcijskih faktorjev je vseeno upravičena, saj gre za majhne relativne popravke (največji popravek zaradi geometrije je 15 %), ki pa so v podobnih sistemih primerljive.

Ekipa Odseka za reaktorsko fiziko (F8) na IJS je izvajala in še izvaja računsko podporo kalibraciji na DD in DT nevtrone. Vpleteni smo bili v preliminarne izračune (Snoj, B. Syme in sod., 2012) in načrtovanje eksperimentov (Batistoni in sod., 2016), po izvedbi eksperimentov pa v analizo rezultatov (D. Syme in sod., 2014) in s tem izračun korekcijskih faktorjev, ki so uporabljeni za kalibracijo fisijskih celic ter v neodvisno preveritev reakcijskih hitrosti in s tem kalibracijskih faktorjev za aktivacijski sistem. Kalibracija na DD nevtrone je bila preverjena med DD kampanjo in je pokazala dobro ujemanje med rezultati aktivacijskega sistema in vseh treh fisijskih celic, dobljenimi v širokem območju intenzitet izvora. To ujemanje kaže, da oba kalibracijska postopka, kljub velikim razlikam v metodologiji, producirata relevantne rezultate.

Literatura

- Batistoni, P., S. Popovichev in sod. (2016). »Technical preparations for the in-vessel 14 MeV neutron calibration at JET«. V: , submitted to Fusion Engineering and Design (2016).
- Snoj, Luka, Igor Lengar, AljaŽ Čufar in sod. (2016). »Neutronic analysis of JET external neutron monitor response«. V: Fusion Engineering and Design.
- Snoj, Luka, Igor Lengar, Aljaž Čufar in sod. (2013). »Calculations to support JET neutron yield calibration: Modelling of the JET remote handling system«. V: Nuclear Engineering and Design 261, str. 244–250.
- Snoj, Luka, Brian Syme in sod. (2012). »Calculations to support JET neutron yield calibration: Contributions to the external neutron monitor responses«. V: Nuclear Engineering and Design 246, str. 191–197.
- Syme, D.B., S. Popovichev in sod. (2014). »Fusion yield measurements on JET and their calibration«. V: Fusion Engineering and Design 89.11, str. 2766– 2775.

IV. del: Medicinska fizika



Moderator: Tanja Kaiba

15. PRISPEVEK

Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb

Ana Marin

Dinamični procesi v podplutbah zavzemajo masno difuzijo razlitega hemoglobina (Hb), encimski razkroj Hb v bilirubin ter odstranjevanje obeh zaradi delovanja limfnega sistema. Posledica teh procesov je spreminjanje barve podplutbe, kar večina zdravnikov uporablja za določevanje njihove starosti. Bolj objektiven pristop lahko dosežemo z *in vivo* meritvami spektrov difuzne reflektance (DRS) (Randeberg in sod., 2006) in signalov pulzne fototermalne radiometrije (PPTR) (Vidovič in sod., 2015).

DRS nam poda spekter svetlobe, ki se je prebila nazaj iz tkiva, medtem ko PPTR omogoča določanje globinske porazdelitve in koncentracije absorberjev v koži preko segrevanja kože s kratkim laserskim pulzom in opazovanjem spremembe temperature na površini. Kot dopolnilni tehniki lahko uporabimo tudi hiperspektralno slikanje (kjer posnamemo spekter vsake točke na površini kože in tako pridobimo lateralno prostorsko informacijo) in nuklearno magnetno resonanco za določitev profila kože in globino razlitja krvi.

Analiza spektrov in signalov poteka z metodo inverzni Monte Carlo. Za model kože vzamemo strukturo vzporednih homogenih plasti, kjer ima vsaka plast svoje optične lastnosti (lomni količnik n, absorpcijski koeficient μ_a , sipalni koeficient μ_s in faktor anizotropije g). Pri zdravi koži je model tri ali štiri plasten, sestavljen iz epidermisa, dermisa (razdeljenega v papilarni in retikularni dermis za štiri plasti) in subkutisa. Glavni kromofori so melanin v epidermisu ter Hb (tako oksigeniran kot deoksigeniran) v dermisu. Pri modrici v dermis vključimo še dodatne plasti, ki opisujejo razlitje in širjenje Hb ter razpadnega produkta bilirubina.

Z metodo MCML (Monte Carlo Multi Layer) (Wang in sod., 1995) simuliramo širjenje svetlobe skozi tkivo in proste parametre dobljenih rezultatov prilagodimo meritvam. Tako lahko poskusimo določiti vrednosti parametrov podplutb, ki bi najbolje opisale njen razvoj (gledamo masno difuzivnost Hb $D_{\rm HB}$, hitrost razgradnje Hb $\tau_{\rm Hb}$, globino rezervoarja krvi $d_{\rm source}$ in njegovo trajanje T). Parametri so med seboj močno korelirani, kar poskušamo omiliti s hkratno

Ana Marin

prilagoditvijo prostih parametrov različnih tehnik in starosti podplutbe.

Končni cilj je izdelati metodo za čim robustnejše določanje parametrov podplutb, ki bi jo testirali na skupini modric, recimo pri skupini športnikov kontaktnih športov ter nato tudi določitev starosti teh podplutb.



Slika 15.1: Levo, časovni potek razvoja podplutbe na desnem kolenu prostovoljke. Desno, modrici na notranji strani nadlakti druge prostovoljke, pridobljeni na treningu gimnastike.

 $_{\rm V}$ sledečem tekstu so predstavljeni rezultati razvoja modrice na desnem kolenu (15.1) ter dveh modric na notranji strani nadlakti. Za analizo podplute kože potrebujemo signale in spektre zdrave kože, saj tako lahko določimo odstopanja, ki so posledica razlitja krvi. Posnamemo jih na anatomskem mestu dovolj blizu poškodovanega mesta, da lahko predpostavimo enako sestavo kože. Za model zdrave kože v bližini kolena je bil uporabljen triplastni model s pridobljenimi parametri $d_{\rm epi}=0.14\,{\rm mm},\,d_{\rm der}=0.94\,{\rm mm},\,m=0.5\,\%$, $b_{\rm der}=1.34\,\%,\,S=47\,\%$ in A=1.0. Model zdrave kože na roki je vseboval štiri plasti, njegovi parametri pa so sledeči: $d_{\rm epi}=172\,{\rm \mu m},\,d_{\rm ret}=1.39\,{\rm mm},\,b_{\rm epi}=0,\,b_{\rm pap}=0.33\,\%,\,b_{\rm ret}=0.26\,\%,\,m=0.29\,\%,\,S_{\rm pap}=65\,\%,\,S_{\rm ret}=46\,\%,\,a=31.4\,{\rm cm}^{-1},\,r=0.77,\,b=1.29,\,{\rm in}\,A=1.99,\,{\rm kjer}$ je d debelina plasti, b koncentracija Hb,m koncentracija melanina,S oksigenacija, $a,\,r,\,b$ in A pa so sipalni parametri.

Za analizo signalov podplutb kot nespremenljivo osnovo vzamemo dobljene parametre zdrave kože. Parametre podplutbe prilagajamo na vse časovne točke hkrati, kjer predpostavimo konstantnost difuzije Hb, globine in trajanja poškodbe, časovno spremenljivost pa dopustimo hitrosti razgradnje Hb, saj s tem lahko opišemo biološko spremenljiv odziv telesa v različnih stadijih celjenja podplutb. Rezultati so predstavljeni z grafi 15.2, 15.3 in tabelo 15.1. Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb



Slika 15.2: Zgoraj, PPTR signal in difuzno refleksijski spekter zdrave kože v neposredni bližini modrice na desnem kolenu. Spodaj, radiometrični signal in spekter zdrave kože na roki.

Tabela 15.1:	Dobljeni parametri	razvoja	podplutbe	za	modrico	na	kolenu
(zgoraj) in na	. roki (spodaj)						

	T [h]	$D_{\rm Hb} \ [{ m x10^{-5}}]{ m cm^2/h]}$	$d_{ m source} \ [\mu m]$	$\tau_{\rm Hb} [h] \ (t = 18.5 h)$	$\tau_{\rm Hb} \ [h] (t = 42.5 \ h)$	$\tau_{\rm Hb} \ [h] \ (t = 91.5 \ h)$	$ \begin{array}{c} \tau_{\rm Hb} [{\rm h}] \\ ({\rm t} = 211.5 {\rm h}) \end{array} $
modrica koleno	50 ± 18	0.73 ± 0.22	670 ± 120	88 ± 8	73 ± 25	57 ± 8	70 ± 22
	T [h]	$D_{\rm Hb} [\times 10^{-5} \ {\rm cm}^2/{\rm h}]$	$d_{\rm source} \ [\mu m]$	$\tau_{\rm Hb} \ [h](t=0-110 \ h)$	$\tau_{\rm Hb} \ [h](t=110-134 h)$	$\tau_{\rm Hb} \ [h](t=134-164 \ h)$	
modrica roka #1	62 ± 6	6.6 ± 0.5	421 ± 5	284 ± 19	472 ± 16	484 ± 29	
modrica roka #2	28 ± 6	8.9 ± 0.5	418 ± 9	77 ± 19	175 ± 16	171 ± 29]

Ana Marin



Slika 15.3: Prikazan je časovni potek modrice na desnem kolenu, in sicer potek PPTR radiometričnega signala, začetni temperaturni profil, ki povzroči izmerjeni signal ter globinska porazdelitev razlitega Hb. Viden je začetni rezervoar krvi, ki s časom difundira do epidermisa (a čezenj ne more) in kasneje postopna razgradnja ter izginjanje.

Literatura

- Randeberg, Lise Lyngsnes, Olav A. Haugen in sod. (2006). »A novel approach to age determination of traumatic injuries by reflectance spectroscopy«. V: Lasers in Surgery and Medicine 38.4, str. 277–289.
- Vidovič, Luka, Matija Milanič in sod. (2015). Quantitative characterization of traumatic bruises by combined pulsed photothermal radiometry and diffuse reflectance spectroscopy.
- Wang, Lihong, Steven L. Jacques in Liqiong Zheng (1995). »MCML—Monte Carlo modeling of light transport in multi-layered tissues«. V: Computer Methods and Programs in Biomedicine 47.2, str. 131–146.

16. PRISPEVEK

Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom

Maruša Turk

Kljub uspešnosti hormonskega zdravljenja raka prostate se po 5 letih pri 10%- 20% bolnikov hormonsko odvisna bolezen spremeni v hormonsko neodvisno, ki jo v 90% primerov spremljajo kostne metastaze. Problem zdravljenja kostnih metastaz z novimi terapijami je razvoj rezistence, ki se kaže kot heterogenost v odzivu med pacienti (Sun in sod., 2016), (Kumar in sod., 2016), (Simoncic in sod., 2015). Rezistentnost na terapijo je lahko prisotna že pred samim začetkom zdravljenja (»intrinsic resistance«) ali pa se pojavi med zdravljenjem kot posledica terapije (»aquired resistance«). Na razvoj rezistence vplivajo različni biološki procesi, a ni popolnoma jasno kateri imajo največji oz. pomembnejši vpliv. V kar nekaj objavljenih študijah poročajo o procesih in vzrokih, ki povzročajo heterogenost v odzivu na zdravljenje vendar z zelo različnimi hipotezami. Razumevanje heterogenosti bolezni je ključno za prilagajanje zdravljenja posamezniku in za razvoj novih terapij. Opisati želimo heterogenost odziva kostnih metastaz, ki so posledica raka prostate z računalniškim modelom. Model bomo v nadaljevanju razširili in preverili njegovo uporabnost za določanje strategij zdravljenja in preverjanje, kako različne biološke karakteristike tumorja, različni tipi zdravljenja in različno zaporedje zdravljenja vpliva na razvoj rezistence.

V analizo je bilo vključenih 18 bolnikov s hormonsko neodvisnim metastatskim rakom prostate s 686 kostnimi metastazami (min. 13/pacient). Bolniki so bili med letoma 2012 in 2015 zdravljeni na Univerzitetni kliniki v Madisonu, Wisconsin, z eno od oblik hormonskega zdravljenja ali s kemoterapijo. Predpostavili smo, da so v metastazi na začetku prisotne le senzitivne celice na zdravljenje. Z različnimi biološkimi parametri smo določili hitrosti bioloških procesov (celična delitev, smrt in mutacija v drug tip celice), ki pomembno vplivajo na razvoj metastaze. Upoštevali smo, da je pojavnost rezistentih celic v metastazi posledica mutacije senzitivnih celic. Uporabili smo izračunane slikovne metrike iz ¹⁸F-NaF PET/CT slik. Metrike temeljijo na vrednosti privzema radioizotopa v posameznem volumskem elementu segmentiranega dela slike (SUV). Aktivnost celotne metastaze je določena kot vsota vseh vrednosti SUV v posamezni metastazi (SUV_{total}), zato smo predpostavili sorazmernost med SUV_{total} in številom celic v posamezni metastazi. Glede na spremembo SUV_{total} pred in 12 tednov po zdravljenju smo določili odziv posamezne metastaze (stabilna, napreduje, delni odziv) 16.1. Z diferencialnimi enačbami 1. reda smo opisali dinamiko rasti in umiranja senzitivnih in rezistentnih celic ter s pomočjo "trust-region-reflective" metode proste (rastne) parametre modela prilagodili na podatke bolnikov. Najprej smo predpostavili, da so biološki parametri znotraj pacienta enaki za vse lezije in se lahko med pacienti spreminjajo. V nadaljevanju smo dovolili, da se en biološki parameter (določal je učinkovitost zdravljenja) spreminja tudi med lezijami znotraj pacienta. Izračunali smo SUV_{total} za posamezno lezijo in celotno tumorsko aktivnost znotraj pacienta (določena kot vsota SUV_{total} za vse metastaze znotraj enega pacienta). Simulirane spremembe v SUV_{total} za posamezno metastazo in za posameznega pacienta smo primerjali z izmerjenimi(16.2).

Ob uporabi enakih bioloških parametrov znotraj pacienta smo dobili dobro ujemanje med simulirano in izmerjeno celotno tumorsko aktivnostjo znotraj pacienta. Povprečno odstopanje je bilo 6 % (razpon: 0.003 % - 41 %)(16.3). Ob predpostavki enakih bioloških parametrov znotraj pacienta je bil opis spremembe SUV_{total} za posamezno metastazo slab, saj je simuliran SUV_{total} v povprečju odstopal za 70 % od izmerjenega. Ko smo dovolili, da se en parameter znotraj pacienta med lezijami spreminja, so se simulirane vrednosti bolje ujemale z izmerjenimi vrednosti SUV_{total}. Odstopanje simulirane spremembe celotne tumorske aktivnosti znotraj pacienta je bilo 3.5 %. Odstopanje med simulirano in izmerjeno spremembo SUV_{total} za posamezno metastazo je bilo pri 94 % metastaz manjše od 5 %.

Tako ob upoštevanju enakih bioloških parametrov znotraj pacienta, kot v primeru, ko smo dovolili, da se en parameter lahko spreminja med metastazami, je bil opis spremembe celotne tumorske aktivnosti za posameznega pacienta dober. S tem je bila prikazana heterogenost med pacienti. Opis heterogenosti znotraj pacienta, pa je bil dober le ob upoštevanju, da se en biološki parameter lahko spreminja med lezijami znotraj pacienta.



Slika 16.1: Heterogenost znotraj pacienta in med pacienti opisana s spremembami SUV_{total} za posamezno metastazo. Predstavljen je delež metastaz, razvrščenih v tri kategorije, določene glede na SUV_{total} spremembo (odziv (zelena), napredovanje (rdeča), ni opaženih pomembnih sprememb (bela)). Predstavljeni so rezultati, ki smo jih dobili iz izmerjenih podatkov.



Slika 16.2: Opis spremembe celotne tumorske aktivnosti z modelom, ob upoštevanju enakih bioloških parametrov znotraj pacienta (roza) in ob upoštevanju, da se en biološki parameter lahko spreminja med lezijami znotraj pacienta (rumena). V obeh primerih model dobro opiše spremembo celotne tumorske aktivnosti. Za primerjavo so predstavljeni, tudi izmerjeni rezultati (modro).

Maruša Turk



Slika 16.3: Razlike med relativnimi vrednostmi biološkega parametra med posameznimi pacienti in različnost med relativnimi vrednostmi parametra znotraj pacienta. Razlike znotraj pacienta prikazuje škatla z brki, kjer brke predstavljajo 1.5 kvartilskega razpona. Razlike med medianami prikazujejo razlike med pacienti. Spremembe v biološkem parametru odražajo heterogenost v odzivu na zdravljenje.

Literatura

- Kumar, Akash, Ilsa Coleman in sod. (2016). »Substantial interindividual and limited intraindividual genomic diversity among tumors from men with metastatic prostate cancer«. V: Nat Med 22.4, str. 369–378.
- Simoncic, Urban, Scott Perlman in sod. (2015). »Comparison of NaF and FDG PET/CT for Assessment of Treatment Response in Castration-Resistant Prostate Cancers With Osseous Metastases«. V: Clinical Genitourinary Cancer 13.1, str. 7–17.
- Sun, Xiaoqiang, Jiguang Bao in Yongzhao Shao (2016). Mathematical Modeling of Therapy-induced Cancer Drug Resistance: Connecting Cancer Mechanisms to Population Survival Rates.

17. PRISPEVEK

Računalniški model kombiniranega zdravljenja z radioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo

Damijan Valentinuzzi

Zdravljenje raka s kombinacijo radioterapije (RT) in imunoterapije (IT) z inhibitorji imunskih nadzornih točk prinaša obetajoče rezultate v predkliničnih in kliničnih študijah (Kang in sod., 2016). Vedno več je dokazov, da radioterapija nima le neposrednega citotoksičnega učinka, temveč vpliva tudi na imunski sistem, saj obsevani tumor začne delovati kot *in situ* tumorska vakcina (Formenti in Demaria, 2013). Pri približno 25% bolnikov takšno kombinirano zdravljenje povzroči ne le skrčenje obsevanega tumorja, temveč tudi skrčenje oddaljenih metastaz (izventarčni efekt). Še vedno pa je zelo malo znanega o optimalni dozi in frakcionaciji radioterapije pri takem zdravljenju, optimalnem časovnem doziranju imunoterapije in nasploh o tem, pri katerih bolnikih lahko pričakujemo izventarčni efekt. Rezultatov kliničnih študij, ki skušajo odgovoriti na ta vprašanja, je malo, pogosto pa so tudi kontradiktorni (Golden in Formenti, 2015).

Za študij ključnih bioloških mehanizmov, vpletenih v omenjeno kombinirano zdravljenje, smo razvili računalniški model, ki je sposoben simulirati odziv tumorja na zdravljenje z radioterapijo in protitelesi programirane celične smrti 1 (anti-PD-1). Model opisuje »tekmovanje« med tumorskimi celicami in citotoksičnimi T limfociti (CTL) s setom navadnih diferencialnih enačb. Vključuje intrinzične lastnosti tumorja in T limfocitov, kot so radiosenzitivnostni koeficienti, izraženost PD-1 na CTL, izraženost PD-1 liganda (PD-L1) na tumorskih celicah, izraženost poglavitnega kompleksa tkivne skladnosti (MHC-I) na tumorskih celicah, čigar izraženost je odvisna tudi od doze radioterapije. Prav tako je od doze radioterapije odvisno sproščanje z nevarnostjo povezanih molekularnih vzorcev (DAMP), ki igrajo ključno vlogo pri imunogeni celični smrti, kot so kalretikulin (CRT), adenozin trifosfat (ATP) in skupina visoko mobilnih beljakovin (HMGB1). V model smo vključili tudi farmakokinetične in farmakodinamične lastnosti enega izmed anti-PD-1 protiteles. S prilagajanjem nekaterih prostih parametrov smo uspešno repro-



Slika 17.1: Sposobnost modela reproducirati eksperimentalne rezultate. *: eksperimentalni podatki, polna črta: simulacije. Modra: nezdravljena kontrolna skupina (kontrolni Ig), rdeča: samo anti-PD-1 terapija, zelena: SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan}) + \text{kontrolni Ig}$, vijolična: anti-PD-1 + SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan})$.

ducirali eksperimentalne rezultate iz literature (mišji tumorski model), kjer so raziskovali odziv tumorja na 3 različne terapije (anti-PD-1, stereotaktična ablacijska radioterapija (SABR) 1×15 Gy in SABR + anti-PD-1) (Park in sod., 2015). Fokus naših simulacij je bil na primarnem obsevanem tumorju. Ko smo potrdili, da lahko model reproducira eksperimentalne rezultate (slika 17.1), smo naredili občutljivostno študijo prostih parametrov in raziskovali njihov vpliv na rezultate terapij. Najprej smo analizirali vpliv izraženosti MHC-I in PD-L1 na odziv tumorja na kombinirano zdravljenje. Če je delež tumorskih celic, ki izražajo MHC-I, nizek (slika 17.2), ima anti-PD-1 kot monoterapija slab učinek, ne glede na delež tumorskih celic z izraženim PD-L1. Pri SABR in SABR + anti-PD-1 pride do začasnega zastoja v rasti tumorja, vendar v 14 dneh po obsevanju spet doseže volumen, ki je podoben kot pri nezdravljenem tumorju. Nadalje, če je delež tumorskih celic, ki izražajo MHC-I, visok (fiksno v tem setu simulacij, slika 17.3) in delež tumorskih celic z izraženim PD-L1 nizek, niti nezdravljeni tumorji ne zrastejo. Če je izraženost PD-L1 zmerna, se po nasaditvi tumorskih celic



Slika 17.2: Senzitivnostna študija – Vpliv ekspresije MHC-I in PD-L1 na odziv tumorja na kombinirano zdravljenje. Nizka ekspresija MHC-I, variabilna ekspresija PD-L1. Modra: nezdravljena kontrolna skupina (kontrolni Ig), rdeča: samo anti-PD-1 terapija, zelena: SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan}) + \text{kontrolni}$ Ig, vijolična: anti-PD-1 + SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan})$.



Slika 17.3: Senzitivnostna študija – Vpliv ekspresije MHC-I in PD-L1 na odziv tumorja na kombinirano zdravljenje. Visoka ekspresija MHC-I, variabilna ekspresija PD-L1. Modra: nezdravljena kontrolna skupina (kontrolni Ig), rdeča: samo anti-PD-1 terapija, zelena: SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan}) + \text{kontrolni}$ Ig, vijolična: anti-PD-1 + SABR $(1 \times 15 \text{ Gy}, 8. \text{ dan})$.

tumor tvori, medtem ko je rezultat vseh treh terapij popolni odziv (CR). Pri visoki izraženosti PD-L1 tako SABR kot anti-PD-1 monoterapija povzročita le zastoj v rasti tumorja, po drugi strani pa s SABR + anti-PD-1 dosežemo zelo dobro kontrolo nad tumorjem in to tudi v primeru, ko vse tumorske celice izražajo PD-L1. Nazadnje smo simulirali še kombinacijo anti-PD-1 in različne režime radioterapije (1×15 Gy, 3×5 Gy, 5×3 Gy, 7×2.14 Gy, slika 17.4) za primer slabo imunogenega tumorja (nizek MHC-I, visok PD-L1). V naših simulacijah vse tri frakcionacije dajo boljši rezultat kot SABR, kar se odraža kot 50% manjši volumen tumorja 3 tedne po obsevanju. Pokazali smo, da je računalniški model kombiniranega zdravljenja raka z radioterapijo in imunoterapijo sposoben reproducirati klinične rezultate (mišji tumorski model). Glede na napovedi našega modela bi izraženost MHC-I lahko igrala pomembno vlogo pri zdravljenju z anti-PD-1 + RT, zato si zasluži nadaljnjo pozornost. Model tudi napoveduje, da naj bi frakcionirana radioterapija dala



Slika 17.4: Senzitivnostna študija – Vpliv različnih frakcionacij radioterapije v kombinaciji z anti-PD-1 imunoterapijo (primer slabo imunogenega tumorja – nizka ekspresija MHC-I, visoka ekspresija PD-L1). Modra: anti-PD-1 + 1 × 15 Gy, 8. dan, rdeča: anti-PD-1 + 3 × 5 Gy, 8. – 10. dan, zelena: anti-PD-1 + 5 × 3 Gy, 8. – 12. dan, vijolična: anti-PD-1 + 7 × 2.14 Gy, 8. – 14. dan.

boljše rezultate kot SABR, kadar kombiniramo radioterapijo z anti-PD-1.

Literatura

- Formenti, Silvia C. in Sandra Demaria (2013). "Combining Radiotherapy and Cancer Immunotherapy: A Paradigm Shift". V: JNCI: Journal of the National Cancer Institute 105.4, str. 256.
- Golden, Encouse B. in Silvia C. Formenti (2015). »Radiation Therapy and Immunotherapy: Growing Pains«. V: International Journal of Radiation Oncology*Biology*Physics 91.2, str. 252–254.
- Kang, Josephine, Sandra Demaria in Silvia Formenti (2016). »Current clinical trials testing the combination of immunotherapy with radiotherapy«. V: Journal for ImmunoTherapy of Cancer 4.1, str. 51.
- Park, Sean S., Haidong Dong in sod. (2015). »PD-1 Restrains Radiotherapy-Induced Abscopal Effect«. V: Cancer Immunology Research 3.6, str. 610– 619.

V. del: Dodatek



Vabilo na konferenco



Program konference

Program **4. konference mladih** z Odseka za reaktorsko fiziko (F8). Reaktorski center Podgorica, 27. februar 2017

UVOD	
8:45 - 9:00	zbor udeležencev
9:00 - 9:10	uvodni pozdrav
9:10 – 9:50	STRIGA - programski paket za Monte Carlo preračune raziskovalnih reaktorjev TRIGA – Dušan Ćalić (vabljeno predavanje)
FISIJA	moderator Bor Kos
9:50 – 10:05	Analiza pulzov reaktorja TRIGA na IJS – Anže Pungerčič
10:05 - 10:20	Karakterizacija polja žarkov gama v reaktorju TRIGA na IJS – Klemen Ambrožič
10:20 - 10:40	odmor
10:40 - 10:55	Zasnova in namestitev nove obsevalne naprave v tangencialnem kanalu reaktorja TRIGA na IJS – Vladimir RADULOVIĆ
10:55 - 11:10	Research reactors in Chile – Francisco J. C. ORELLANA (predavanje v angleščini)
11:10 - 11:25	Dozno polje žarkov gama okoli uparjalnika zaradi radioaktivne vode – Andrej Žohar
11:25 – 11:40	Verifikacija kinetične simulacije programa GNOMER – Vid Merljak
11:40 - 11:55	Analiza referenčnega eksperimenta v sferični geometriji – Tanja KAIBA
11:55 - 12:40	odmor za kosilo
12:40 - 12:55	Validacija računalniškega programa ADVANTG za eksperimentalni "benchmark" nevtronskega polja v betonskem labirintu – Domen Котмік
12:55 – 13:10	Spletni seznam izvorov jedrskih podatkov za knjižnjice JEFF, JENDL in ENDF – Andrej Brešan
13:10 - 13:35	Meritve totalnega preseka in preseka za zajetje nevtronov naravnega srebra v resonančnem območju s TOF metodo – Lino Šalamon
13:35 - 13:55	odmor
FUZIJA	moderator Klemen Ambrožič
13:55 – 14:10	Izračuni nevtronske fluence v tokamaku JET z Monte Carlo in determinističnimi kodami – Bor Kos
14:10 - 14:25	Modeliranje emisije nevtronov tokamaka JET – Žiga Štancar
14:25 - 14:40	Kalibracija detektorjev nevtronov tokamaka JET – Aljaž ČUFAR
14:40 - 15:00	odmor
MEDICINSK	A FIZIKA moderatorka Tanja Kaiba
15:00 – 15:15 15:15 – 15:30 15:30 – 15:45	Večmodalno določanje starosti in parametrov podplutb – Ana MARIN Opis odziva kostnih metastaz na zdravljenje z modelom – Maruša TURK Računalniški model kombiniranega zdravljenja z radioterapijo in anti-PD-1 imunoterapijo – Damijan VALENTINUZZI
15:45 - 10:00	ликцисни инжизци, vprusunju, preuvogi,

Udeleženci konference

Odsek za reaktorsko fiziko (IJS, F8)

Klemen Ambrožič Andrej Brešan Aljaž Čufar Dušan Ćalić Tanja Kaiba Ivo Kodeli Bor Kos Domen Kotnik Marjan Kromar Vid Merljak Anže Pungerčič Vladimir Radulović Luka Snoj Lino Šalamon Žiga Štancar Damijan Valentinuzzi Bojan Žefran Andrej Žohar

Philippine Nuclear Research Institute (PNRI)

Ryan Olivares

Comisión Chilena de Energía Nuclear (CCHEN)

Francisco Cabrera

National Nuclear Regulator - South Africa (NNR)

Gerard Ratoka Lekhema

Reaktorski infrastrukturni center (IJS, RIC)

Anže Jazbec Darko Kavšek

Odsek za reaktorsko tehniko (IJS, R4)

Janez Kokalj Matjaž Leskovar Iztok Tiselj

Odsek za znanosti o okolju (IJS, O2)

Lojze Gačnik

ZEL-EN

Jure Jazbinšek Tadeja Polach

Nuklearna elektrarna Krško (NEK)

Barbara Grobelnik

Fakulteta za matematiko in fiziko (FMF)

Ana Marin Maruša Turk

Uprava Republike Slovenije za jedrsko varnost (URSJV)

Barbara Vokal Nemec Tomi Živko

Seznam avtorjev

Ambrožič, Klemen, 15 Brešan, Andrej, 45 Cabrera, Francisco, 23 Ćalić, Dušan, 3 Čufar, Aljaž, 65 Kaiba, Tanja, 35 Kos, Bor, 57 Kotnik, Domen, 39 Marin, Ana, 71 MERLJAK, Vid, 31 Pungerčič, Anže, 11 Radulović, Vladimir, 21 Šalamon, Lino, 49 Štancar, Žiga, 61 Turk, Maruša, 75 Valentinuzzi, Damijan, 79 Žohar, Andrej, 27