

ZBORNİK 3. KONFERENCE MLADIH
Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8)
INSTITUTA „JOŽEF STEFAN“

POVZETKI PRISPEVKOV, PREDSTAVLJENIH NA KONFERENCI
V REAKTORSKEM CENTRU PODGORICA, 29. FEBRUARJA 2016

2016

ODSEK ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8)
INSTITUT „JOŽEF STEFAN“

ZBORNİK 3. KONFERENCE MLADIH Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8) INSTITUTA »JOŽEF STEFAN«

Uredniki in avtorji prispevkov: (abecedni vrstni red)	Klemen Ambrožič Jure Beričič Andrej Brešan Aljaž Čufar Mustafa K. Jaradat Tanja Kaiba Bor Kos Jan Malec Vid Merljak Lucijan Plevnik Anže Pungerčič Vladimir Radulović Sebastjan Rupnik Žiga Štancar Damijan Valentinuzzi Andrej Žohar
Fotografija in ilustracije:	Vid Merljak, Aljaž Čufar
Oblikoval in tehnično uredil:	Vid Merljak
Jezikovno pregledali:	Aljaž Čufar, Vid Merljak, Žiga Štancar
Prva izdaja	
Izdal:	Odsek za reaktorsko fiziko (F8), Institut »Jožef Stefan«, Ljubljana, 2016
Direktor Instituta:	prof. dr. Jadran Lenarčič
Vodja Odseka za reaktorsko fiziko (F8):	doc. dr. Luka Snoj
© Institut »Jožef Stefan«, Ljubljana, 2016	
Naklada:	50 elektronskih izvodov
ISBN:	978-961-264-094-1
Cena:	Brezplačno

CIP - Kataložni zapis o publikaciji
Narodna in univerzitetna knjižnica, Ljubljana

621.039.5(082)(086.034.44)

ZBORNİK 3. konference mladih z Odseka za reaktorsko fiziko (F8)
Instituta Jožef Stefan [Elektronski vir] : povzetki prispevkov,
predstavljenih na konferenci v Reaktorskem centru Podgorica, 29. februarja
2016 / uredniki in avtorji prispevkov Klemen Ambrožič ... [et al.] ;
fotografija in ilustracije Vid Merljak, Aljaž Čufar. - 1. izd. - Ljubljana
: Institut Jožef Stefan, 2016

ISBN 978-961-264-094-1
1. Ambrožič, Klemen, fizik
285307904

Predgovor

Velik del raziskovalcev Odseka za reaktorsko fiziko Instituta »Jožef Stefan« predstavljamo mladi, ki smo bodisi tik pred pridobitvijo magistrskega oz. doktorskega naziva bodisi pa smo katerega od teh nazivov pridobili pred kratkim. Ker raziskave odseka zaobjemajo precej različna področja, vse od simulacij transporta nevtronov v fisijskih in fuzijskih reaktorjih do fizike plazme in medicinske fizike (kar se odraža tudi v včasih ne ravno posrečenem poimenovanju za dele zbornika), se nam zdi pomembno, da vsaj enkrat letno, na zdaj že tradicionalni Konferenci mladih z Odseka za reaktorsko fiziko, drug drugemu predstavimo naše delo in s tem spodbudimo izmenjavo idej in znanj tudi med področji delovanja, ki se tipično ne prepletajo. S tem želimo spodbuditi nastanek novih idej, prav tako pa nam ta konferenca predstavlja platformo za nabiranje veččin javnega nastopanja, ki so za uspešno kariero v znanosti vse pomembnejše. Tretja konferenca mladih z Odseka za reaktorsko fiziko je bila v tem duhu uspešno izpeljana, udeležba poslušalcev iz drugih odsekov in organizacij pa je pokazala, da naše raziskave in morebitna sodelovanja zanimajo tudi druge.

Organizacijski odbor

Zahvala

Hvala zaposlenim na Odseku za reaktorsko fiziko in njegovemu vodji, doc. dr. Luki Snoju, za veliko spodbudo mladim sodelavcem na Odseku. Hvala vsem udeležencem konference za številčno udeležbo, kritična vprašanja in koristne komentarje. Hvala tudi Sebastijanu Rupniku z Reaktorskega infrastrukturnega centra (RIC) in Mustafi K. Jaradat iz Jordan Atomic Energy Commission (JAEC), da sta se pridružila kolegom z F8. Hvala Odseku za znanosti o okolju (O2) za uporabo njihove nove predavalnice. Hvala Bojanu Žefranu za nasvete pri tehničnem oblikovanju in ostalo tehnično pomoč.

Organizacijski odbor

Zbornik je v pričujočo obliko preveden z uporabo $\text{L}^{\text{A}}\text{T}_{\text{E}}\text{X} 2_{\epsilon}$, oz. natančneje distribucije $\text{X}^{\text{E}}\text{L}^{\text{A}}\text{T}_{\text{E}}\text{X}$. Bibliografija je urejena s pomočjo paketa $\text{BIB}^{\text{L}}\text{A}^{\text{T}}\text{E}^{\text{X}}$. 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

<i>Organizacijski in programski odbor</i>	Jure Beričič Aljaž Čufar Vid Merljak Žiga Štancar
<i>Oblikovanje vabila in programa</i>	Vid Merljak
<i>Oblikovanje zbornika in spletne strani</i>	Vid Merljak Junoš Lukan (2015)
<i>Lektoriranje zbornika</i>	Jure Beričič Aljaž Čufar Vid Merljak Žiga Štancar

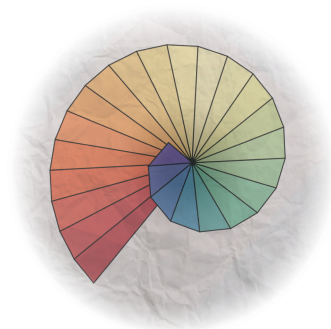
Kazalo

Del I	Vabljeno predavanje	1
	1. Jedrske reakcije za meritve specifičnih področij nevtronskega spektra	
	<i>Vladimir Radulović</i>	3
Del II	TRIGA	7
	2. Analiza spreminjanja nevtronskega fluksa in fisijske hitrosti s fisijskimi celicami v reaktorju TRIGA	
	<i>Tanja Kaiba</i>	9
	3. Zgorelost gorivnih elementov v reaktorju TRIGA	
	<i>Anže Pungerčič</i>	13
	4. Simulacija dinamike reaktorja TRIGA v okolju Unreal Engine 4	
	<i>Jan Malec</i>	15
	5. Uporaba in karakterizacija RadFET-ov kot dozimetrov	
	<i>Klemen Ambrožič</i>	17
	6. Posodobitev standardne pnevmatske pošte na reaktorju TRIGA	
	<i>Sebastjan Rupnik</i>	23
Del III	V vzponu	25
	7. Karakterizacija DT generatorja nevtronov	
	<i>Aljaž Čufar</i>	27
	8. Validation of MCNP6 model of the Jordan Research and Training Reactor (JRTR) for calculations of neutronic parameters	
	<i>Mustafa K. Jaradat</i>	31

Del IV Podatki	33
9. Izvori jedrskih podatkov za knjižnice JEFF-3.2, JENDL-4.0u2 in ENDF-B/VII.1	
<i>Andrej Brešan</i>	35
10. Korelacije in naključno vzorčenje jedrskih podatkov	
<i>Lucijan Plevnik</i>	39
11. Določanje kotnega fluksa nevtronov s programom MCNP	
<i>Jure Beričič</i>	45
12. Radiomska analiza ^{18}F -FDG PET/CT odziva na radioterapijo in kemoterapijo pri pacientih s pljučnim rakom	
<i>Damijan Valentinuzzi</i>	49
Del V NEK	51
13. Modeliranje sredice Nuklearne elektrarne Krško za izračune Monte Carlo	
<i>Žiga Štancar</i>	53
14. MCNP model uparjalnika in aktivacija primarnega hladila v NEK	
<i>Andrej Žohar</i>	55
15. Hibridne kode za transport delcev	
<i>Bor Kos</i>	59
16. Simulacija metode vstavitve kontrolne palice s programom SKETCH-N	
<i>Vid Merljak</i>	65
Del VI Dodatek	69
Vabilo na konferenco	
Program konference	
Udeleženci konference	
Seznam avtorjev	

I. del:

Vabljeno predavanje



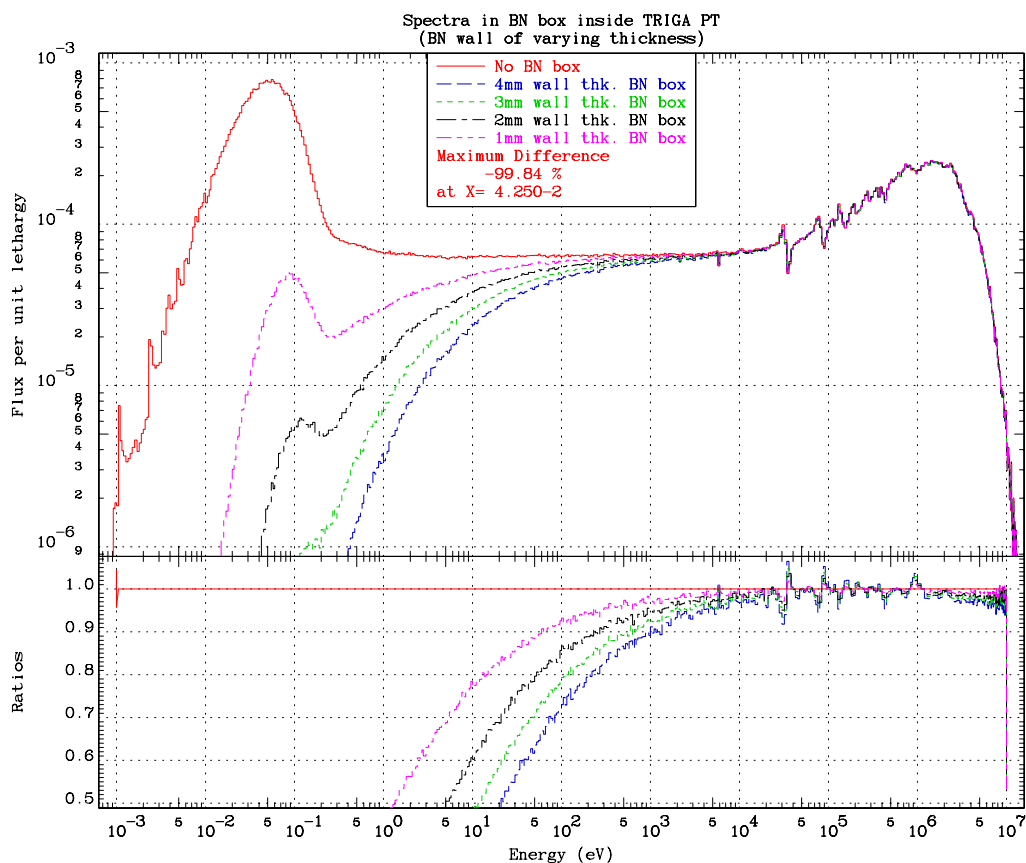
Jedrske reakcije za meritve specifičnih področij nevtronskega spektra

. . .

Vladimir Radulović

Jedrskih reakcij, katerih se poslužujemo za karakterizacijo nevtronskega spektra, je več vrst: najpogosteje so to radiativno zajetje nevtrona, neelastično sipanje ali izbitje sekundarnih delcev. Prva vrsta reakcij nima energijskega praga, najbolj so občutljive v termičnem delu spektra. Druga vrsta ima nižji energijski prag (okrog 1 MeV), tretja pa praviloma višjega (nad 1 MeV). Občutljivost jedrskih reakcij za splošen nevtronski spekter lahko preučujemo preko kumulativnih reakcijskih hitrosti in vrednosti $E_{50\%}$, t.j. energije, pri kateri doseže kumulativna reakcijska hitrost 50% celotne vrednosti. Z računanjem kumulativnih reakcijskih hitrosti, lahko po sistematskem postopku izbiramo primerne jedrske reakcije glede na energijsko območje nevtronskega spektra, na katerega bi se radi osredotočili. Relativno preprost način za izračun kumulativnih reakcijskih hitrosti je uporaba programa RR_UNC, ki kot vhodne podatke potrebuje spekter nevtronov ter knjižnico jedrskih presekov, oboje v standardni dozimetrijski 640-grupni strukturi, ter oboje zapisano v formatu ENDF ([ENDF6 manual, 2011](#)).

Prikazani so trije primeri selekcije reakcijskih hitrosti glede na specifične potrebe. Prvi primer se osredotoča na selekcijo jedrskih reakcij, preko katerih bi lahko bilo možno merjenje epitermičnega nevtronskega fluksa. V ta namen bi bil uporabljen filter nevtronov iz borovega nitrida, ki absorbira veliko večino nevtronskega fluksa med 0 in okrog 10 eV. Uporaba filtra premakne območja maksimalne občutljivosti nekaterih reakcij radiativnega zajetja iz termičnih na epitermične energije, tudi do nekaj 100 keV. Slika 1.1 prikazuje izračunane spektre nevtronov po metodi Monte Carlo s programom MCNP v obsevalnem kanalu F24 reaktorja TRIGA na IJS brez in s filtri iz borovega nitrida različnih debelin. Vidimo, da z naraščanjem debeline filtra narašča delež absorbiranih termičnih in epitermičnih nevtronov. Slika 1.2 prikazuje primerjavo kumulativnih reakcijskih hitrosti za nabor 5 reakcij radiativnega zajetja v poziciji F24 reaktorja TRIGA na IJS brez filtra (*Bare*) in s filtrom iz borovega nitrida debeline 4 mm (*BN*). Območje največje občutljivosti reakcij ustreza območju, kjer kumulativna reakcijska hitrost najhitreje narašča. Iz

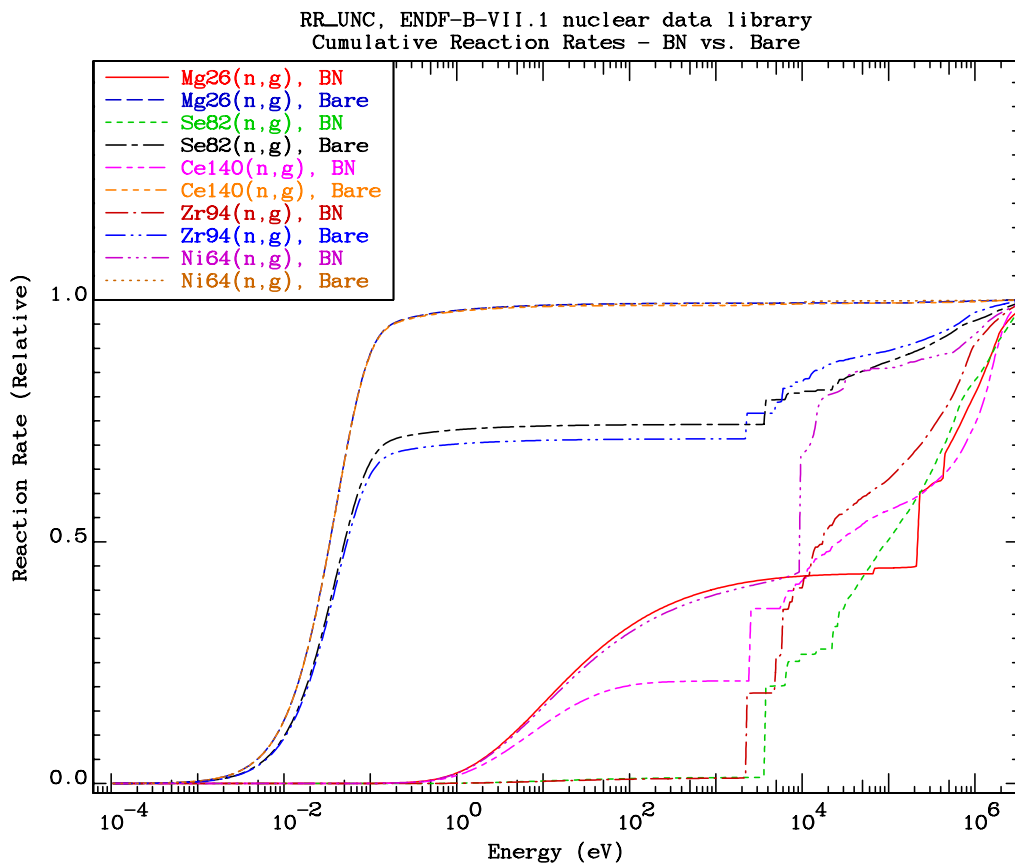


Slika 1.1: Nevtronski spektri v obsevalnem kanalu v poziciji F24 reaktorja TRIGA na IJS iz računa po metodi Monte Carlo: brez in s filtri iz borovega nitrida različnih debelin.

primerjave je za nabor reakcij dobro viden premik občutljivosti v epitermično območje.

Drugi primer se osredotoča na nizkoenergijske resonance v jedrskih presekih, t.j. resonance z energijo pod energijo kadmijevega roba (0.55 eV), ki je standardna energija, s katero ločujemo med $1/v$ in resonančnim delom presekov. Za primer ^{241}Am je prikazana možnost uporabe tanke folije iz gadolinija, za katero je energijski rob okrog 0.1 eV (pod prvo resonanco v preseku pri okrog 0.3 eV) in bi omogočila »pravilno« ločevanje med $1/v$ in resonančnim delom preseka.

Tretji primer se osredotoča na vrhova pri 8–9 MeV in 14 MeV v spektru fuzijskih nevtronov in na izbor najustrežnejših pragovnih reakcij za njihovo karakterizacijo in merjenje sproščene energije v pulzih v fuzijskih napravah.



Slika 1.2: Primerjava kumulativnih reakcijskih hitrosti za nabor 5 reakcij radiativnega zajetja v poziciji F24 reaktorja TRIGA na IJS brez filtra (*Bare*) in s filtrom iz borovega nitrida debeline 4 mm (*BN*).

Literatura

Cross Sections Evaluation Working Group (Edited by M. Herman and A. Trkov) (2011). *ENDF-6 Formats Manual, Data formats and procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/BVII*. Teh. poročilo BNL-90365-2009. Ver. Revision 2. Document ENDF-102. National Nuclear Data Center (NNDC), Brookhaven National Laboratory, Upton, USA.

II. del: TRIGA



Moderator: Žiga Štancar

Analiza spreminjanja nevtronskega fluksa in fisijske hitrosti s fisijskimi celicami v reaktorju TRIGA

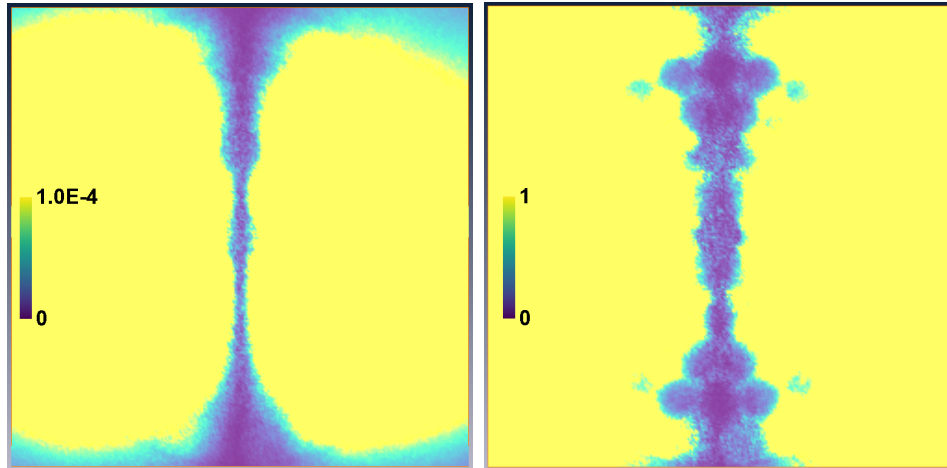
...

Tanja Kaiba

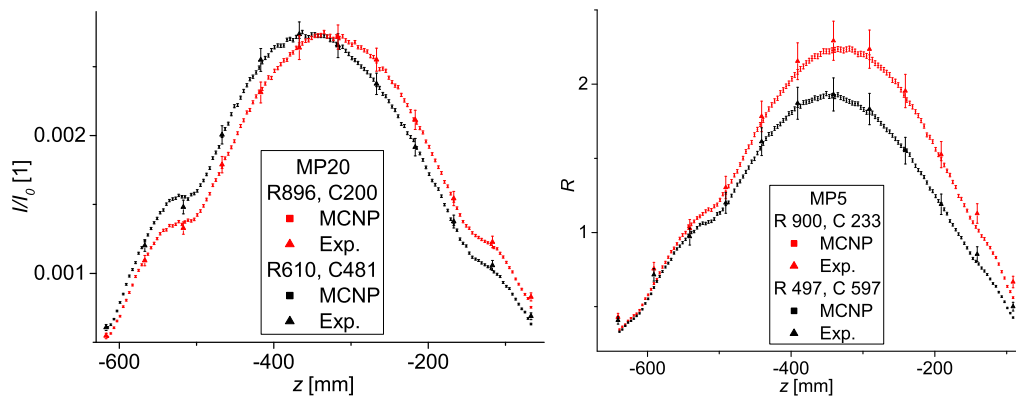
V okviru mednarodnega projekta med CEA Cadarache in Inštitutom Jožef Stefan smo na raziskovalnem reaktorju TRIGA Mark II v Podgorici izvedli vrsto različnih eksperimentov s fisijskimi celicami (Žerovnik in sod., 2015; Kaiba, Žerovnik, Jazbec in sod., 2015; Kaiba, Žerovnik, Štancar in sod., b.d.). V majhnih raziskovalnih reaktorjih, kot je TRIGA, se nevtronski fluks znotraj sredice reaktorja močno spreminja v aksialni in radialni smeri. Velik vpliv na spreminjanje nevtronskega fluksa imajo tudi kontrolne palice, njihova postavitve pa lahko tako močno vpliva na meritve moči reaktorja. Meritev moči se trenutno izvaja z nevtronskimi detektorji postavljenimi izven reaktorske sredice. Predlagali smo nov merilni sistem z več detektorji znotraj reaktorske sredice, ki bi lahko izničili zgoraj omenjene učinke.

S pomočjo Monte Carlo programa MCNP smo najprej analizirali odziv nevtronskega fluksa in fisijske hitrosti skozi celotno reaktorsko sredico na spreminjanje položaja kontrolnih palic in določili optimalne pozicije detektorja, kjer je njihov vpliv minimalen (slika 2.1; Kaiba, Žerovnik, Štancar in sod., b.d.). Optimalne pozicije smo določili preko izračuna vrednosti χ^2 preko različnih postavitvev kontrolnih palic.

Meritve smo izvedli v dveh različnih eksperimentalnih postavitvah v sredici brez trikotniškega kanala. V prvem delu smo izvedli meritve s štirimi pomanjšanimi fisijskimi celicami znotraj sredice hkrati, v drugem delu pa s tremi. Analizirali smo aksialne profile fisijskih hitrosti posamezne celice in njen odziv na spreminjanje pozicije kontrolnih palic, kar je prikazano na Sliki 2.2. Pri meritvah s tremi fisijskimi celicami je ena služila kot referenčni detektor. V splošnem se izračuni dobro ujemajo z meritvami, kar še dodatno potrjuje obstoječi MCNP model IJS TRIGA reaktorja. Ponovno smo potrdili, da so optimalne pozicije detektorja na liniji med regulacijsko in kompenzacijsko kontrolno palico. Pri izbiri prave merilne pozicije moramo upoštevati tudi ostale eksperimentalne omejitve, zaradi katerih odpade velika večina možnih lokacij.



Slika 2.1: Prikaz izračunanega χ^2 za različne pozicije kontrolnih palic. Na levi sliki je predstavljen χ^2 za nevtronski fluks, na desni strani pa za fisijsko hitrost v xy ravnini, približno na sredini aktivnega dela goriva. Vijolična barva (temna) predstavlja najhjne vrednosti χ^2 in tako optimalne pozicije detektorja (Kaiba, Žerovnik, Štancar in sod., b.d.).



Slika 2.2: Primerjava aksialnih profilov fisijskih hitrosti v MP20 (levo) iz prvega eksperimentalnega dela in v MP5 (desno) iz drugega dela. Normalizacija profila na levi sliki je na površino pod grafom, normalizacija profila na desni sliki pa na referenčni detektor. Prikazana sta profila pri dveh različnih konfiguracijah kontrolnih palic, kjer rdeča barva predstavlja popolnoma izvlečeno regulacijsko palico, črna barva pa delno vstavljeno (Kaiba, Žerovnik, Štancar in sod., b.d.).

V naslednjem projektu v sodelovanju s CEA Cadarache se bomo osredotočili na analizo energijskih spektrov nevtronov v reaktorju TRIGA. Izvedli bomo meritve s pomanjšanimi fisijskimi celicami obdanimi z različnimi ščiti, ki nam bodo omogočali meritve le določenega dela energijskega spektra. Predlagani ščiti so: BN, Gd in Cd. Prav tako bomo uporabili fisijske celice z različnimi materiali: U, Np in Pu. Izračuni energijskih spektrov s pomočjo programa MCNP so bili že narejeni za omenjene materiale ter različne velikosti in oblike ščitov.

Literatura

- Kaiba, Tanja, Gašper Žerovnik, Anže Jazbec in sod. (2015). »Validation of neutron flux redistribution factors in JSI TRIGA reactor due to control rod movements«. V: *Applied Radiation and Isotopes* 104, str. 34–42.
- Kaiba, Tanja, Gašper Žerovnik, Žiga Štancar in sod. »Evaluation of neutron flux and fission rate distributions inside the JSI TRIGA Mark II reactor using multiple in-core fission chambers«. V: to be submitted to *Annals of Nuclear Energy*.
- Žerovnik, Gašper, Tanja Kaiba in sod. (2015). »Validation of the neutron in gamma fields in the JSI TRIGA reactor using in-core fission and ionization chambers«. V: *Applied Radiation and Isotopes* 96, str. 27–35.

Zgorelost gorivnih elementov v reaktorju TRIGA

...

Anže Pungercič

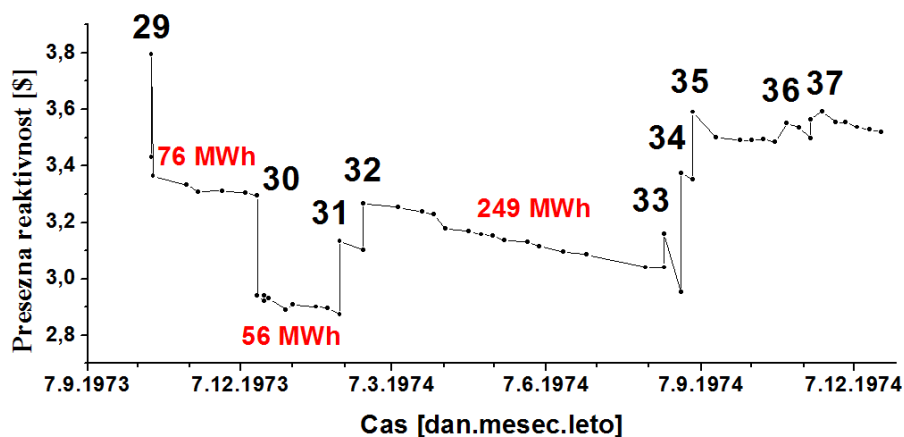
Uvod

Reaktor TRIGA je dosegel prvo kritičnost 31. 5. 1966 in bo čez par mesecev praznoval 50 let obratovanja. Na začetku so bili v sredici vsi elementi popolnoma novi in nezgoreli. S poznavanjem točne sestave gorivnega elementa in njegove obogatitve, lahko s pomočjo meritev presežne reaktivnosti naredimo referenčni primer zgorevanja goriva v reaktorju. S primerom lahko kasneje testiramo programe, ki so namenjeni izračunom zgorelosti gorivnih elementov.

Dosedanje raziskave

Zgorelost gorivnega elementa ni nič drugega, kot število razpadov ^{235}U v gorivnem elementu. Pri vsaki fisiji se sprosti okoli 200 MeV energije, kar pomeni, da moramo za izračun zgorelosti poznati energijo, ki se je sprostila v sredici reaktorja TRIGA v vseh letih obratovanja. Tukaj je pa nastopila prva težava, saj so vsi podatki o obratovanju reaktorja v pisni obliki. Nahajajo se v dnevnikih reaktorja TRIGA, ki se zapisujejo že od začetka do danes. Vseh dnevnikov je 50 in do sedaj sem jih predelal 19, kar skupaj znaša 8400 strani. Od dnevnika 21 so pa podatki o obratovanju že digitalizirani, kar pomeni, da bo potrebno le pridobiti podatke o presežni reaktivnosti.

Na reaktorju TRIGA vsak ponedeljek operaterji izmerijo presežno reaktivnost sredice, na katero pa lahko na podoben način apliciramo zgorelost gorivnih elementov. Na spodnji sliki 3.1 lahko opazimo spreminjanje presežne reaktivnosti pri obratovanjih na različnih sredicah, kjer reaktivnost skoraj linearno pada zaradi zgorevanja ^{235}U . Pri izračunih pa nastane glavni problem pri menjavi sredic, ker se lokacija gorivnih elementov spreminja in zgorevanje v reaktorju ni homogeno. Do sedaj je reaktor obratoval na 218 različnih sredicah. Posledično je potrebno čez čas spremljati pozicijo gorivnega elementa.



Slika 3.1: Spreminjanje presežne reaktivnosti na različnih sredicah.

Reaktor se je v časih pred letom 1991 uporabljal za proizvodnjo izotopov, kar pomeni, da so v centralni kanal vstavljali elemente, ki močno spremenijo obliko nevtronskega fluksa in posledično spremenijo zgorevanje gor. elementa. Natančnost rezultatov bi lahko izboljšal tako, da bi upošteval še pozicijo kontrolnih palic, ki spremenijo obliko nevtronskega fluksa in posledično tudi zgorevanje.

Končni cilji

Prvi cilj, ki ga hočem doseči je digitalizirati vse podatke in izdelati referenčni model zgorelosti. V nadaljevanju pa uporabiti izdelan primer za testiranje programskih paketov, ki izračunavajo zgorelost gorivnih elementov. Na začetku bom za izračune uporabil program TRIGLAV, ki je bil razvit na Inštitutu Jožef Stefan na oddelku za reaktorsko fiziko in omogoča računanje zgorelosti na večih različnih sredicah. Kasneje bom testiral tudi program SERPENT, ki je bil razvit na VTT Technical Research Centre of Finland. Slednji pa omogoča računanje zgorelosti tudi v tretji dimenziji.

Zaključek

V primeru uspešnih izračunov in ujemanja izračunane in izmerjene zgorelosti gorivnih elementov, bomo lahko zgoraj omenjena programa dodelali in jih lahko uporabili za optimizacijo postavitev in začetno obogatitev gorivnih elementov v komercialnih reaktorjih, ki se uporabljajo za pridobivanje električne energije.

Simulacija dinamike reaktorja TRIGA v okolju Unreal Engine 4

. . .

Jan Malec

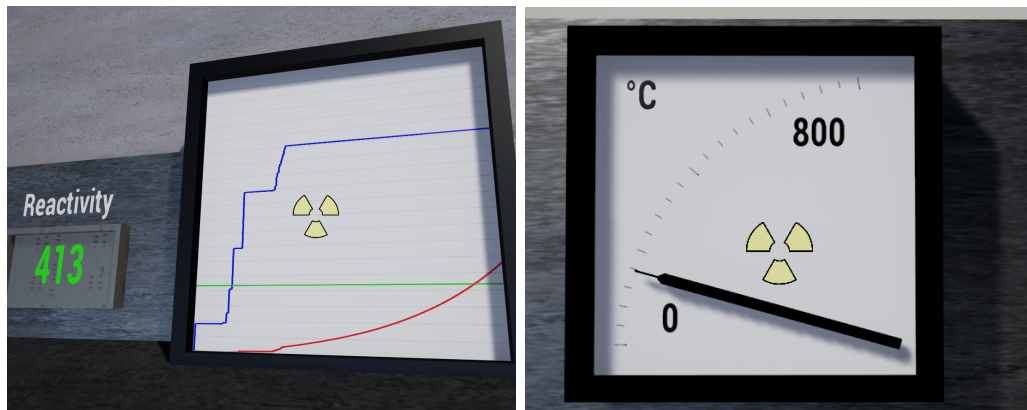
Cilj projekta je konstrukcija simulatorja jedrskega reaktorja tipa TRIGA v 3D okolju, ki bo omogočal izvajanje eksperimentov ter izobraževanje študentov in bodočih operaterjev. Na sliki 4.1 sta prikazana modela merilnika temperature in rekorderskega papirja. Dinamiko reaktorja v modelu, uporabljenem v simulatorju, določajo enačbe točkovne kinetike, ki jih numerično rešujem z Eulerjevo metodo. Pri izračunih sem upošteval šest grup zakasnelih nevtronov (Bell, 1970):

$$\begin{aligned} \frac{dP(t)}{dt} &= \frac{\rho(t) - \beta}{l} P(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t), \\ \frac{dC_i(t)}{dt} &= \frac{\beta_i}{l} P(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, \dots, 6. \end{aligned} \tag{4.1}$$

V sistemu enačb je edina spremenljiva vrednost $\rho(t)$, ki se spreminja zaradi temperaturnih efektov, predvsem Dopplerjeve razširitve resonanc za absorpcijo v gorivu ^{238}U in pomika termičnega spektra k višjim energijam. V vsakem iteracijskem koraku se vrednost $\rho(t)$ izračuna kot:

$$\rho(t) = \rho_0 - \alpha T = \rho_0 - \frac{d\rho}{dT} T, \tag{4.2}$$

kjer ρ_0 označuje vstavljeno reaktivnost, α pa je temperaturni koeficient reaktivnosti, ki je v tem modelu konstanten. Gretje sredice je adiabatsno, ohlajanje pa modelirano s preprostim prenosom toplote iz sredice reaktorja v vodo. Fizikalni model še razvijam in vanj uvajam še druge izboljšave, kot so točne integralne krivulje kontrolnih palic, zastрупitev s fisijskimi strupi, gretje bazena reaktorja in aktivno hlajenje. Od drugih simulacij, ki temeljijo na reševanju enačb točkovne kinetike, se razlikuje po tem, da ne obravnava le enega efekta, temveč cilja na celotno izkušnjo upravljanja z jedrskim reaktorjem v realnem času. Časovni korak pri računanju enačb točkovne kinetike ni odvisen od hitrosti grafične simulacije.



Slika 4.1: Simulacija rekorderskega papirja na levi sliki ter analognega prikazovalnika temperature na desni.

Literatura

Bell, George I. (1970). *Nuclear Reactor Theory*. University of California, Los Alamos Scientific Laboratory, New York.

Uporaba in karakterizacija RadFET-ov kot dozimetrov

. . .

Klemen Ambrožič

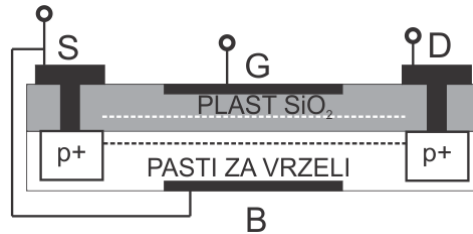
Uvod

V zadnjem letu raziskav sem se med drugim ukvarjal z razvojem elektronskih naprav, odpornih na sevanje. To vključuje modeliranje računskih modelov in njihove simulacije, obsevanja z žarki γ , meritve doze in hitrosti doze, uporaba različnih sistemov za merjenje doze, itd. Ker so želene hitrosti doze in kumulativne doze pri obsevanju elektronskih komponent razmeroma velike, tudi več kot 100 Gy/h oz. kumulativne doze višje od kGy, imamo težavo že z samo meritvijo tako visokih doz. Na sevanje občutljivi FET tranzistorji (*angl.* radiation-sensing FET: RadFET), ki obstajajo v različnih izvedbah, imajo velik razpon občutljivosti na sevanje in so zato nadvse primerni tudi v poljih z visoko hitrostjo doze.

Principi delovanja

RadFET-i so tranzistorji MOS (*angl.* metal-oxide-semiconductor) tipa p. Delci ionizirajočega sevanja povzročijo nabiranje naboja v neprevodni, na sevanje občutljivi plasti tranzistorja SiO_2 . Zaradi ionizirajočega sevanja nastajajo pari elektron-vrzel v plasti oksida, kjer se jih večina tudi rekombinira v času nekaj pikosekund, ostali pa zaradi vpliva električnega polja razmaknejo. Zaradi visoke mobilnosti elektronov ($\mu_e \approx 20 \text{ cm}^2/\text{Vs}$) v primerjavi z mobilnostjo vrzeli ($\mu_h \approx 10^{-8} \text{ cm}^2/\text{Vs}$) se ostanek elektronov hitro pomakne proti anodi (vrata oz. *angl.* gate), medtem ko se počasnejše vrzeli pokimajo proti silicijevemu substratu (Ravotti, 2006).

Vrzel se ujamejo v pasteh v bližini stika $\text{SiO}_2\text{-Si}$, kar povzroči nabiranje naboja in posledično pozitivno napetnostno razliko, kot posledico ionizirajočega sevanja. RadFET-i lahko delujejo v dveh režimih, s pritisnjeno napetostjo in brez nje. Če na RadFET pritismo pozitivno napetost preko elektrode vrat (gate), povečamo električno silo tako na elektrone kot tudi na vrzeli in



Slika 5.1: Shema RadFET-a

njuni hitrosti odstranjevanja iz stika plasti Si in SiO₂. Zaradi tega imajo pari elektron-vrzel manj časa za rekombinacijo, tako da ostane na voljo večje število vrzeli, ki se ujamejo v pasteh. S tem smo povečali občutljivost na ionizirajoče sevanje.

V primeru, ko nimamo pritisnjene napetosti, je električna sila na elektrone in vrzeli manjša, zato se rekombinira večje število parov, in manjše število vrzeli se lahko ujame v pasteh. S tem zmanjšamo občutljivost dozimetra.

Zunanje električno polje zaradi pozitivne napetosti se zmanjšuje zaradi električnega polja, ki ga inducirajo vrzeli v pasteh, vse dokler ne dosežemo saturacije.

Nastanek naboja na plasti oksida lahko opišemo v smislu ploščatega kondenzatorja:

$$\Delta V_T = \frac{t_{ox}}{\epsilon \cdot \epsilon_0} \cdot Q_{srf} \quad (5.1)$$

kjer je ΔV_T mejna napetostna razlika med vrati (*angl.* gate) in izvorom (*angl.* source), da tranzistor v tej smeri prevaja tok, t_{ox} je debelina plasti oksida, ϵ in ϵ_0 relativna dielektričnost in dielektrična konstanta vakuuma, in Q_{srf} površinska porazdelitev naboja. V režimu delovanja brez pritisnjene napetosti se sprememba napetosti ΔV_T spreminja kot potenčna funkcija:

$$\Delta V_T = a \cdot D^b \quad (5.2)$$

kjer sta a in b eksperimentalno določena parametra. Navadno en set parametrov a in b slabo opiše odziv ΔV_T v odvisnosti od doze, zato pogosto razdelimo območje na dva ali več delov in vsakemu priredimo svoj set parametrov (Ravotti, 2006).

Kalibracijska krivulja RadFET-ov

V zadnjem letu smo izvedli večje število obsevanj z žarki γ , kjer smo kot izvor sevanja uporabili aktivirane gorivne elemente reaktorja TRIGA IJS (Snoj in Smodiš, 2011). Pri tem smo opravljali tudi meritve doze žarkov γ z RadFET-i in pretočno ionizacijsko celico, kot referenčni detektor. Zaradi nelinearnega odziva RadFET-ov ter odvisnosti faktorjev kalibracijske krivulje a in b enačbe 5.2 od različnih dejavnikov, smo želeli opraviti večje število meritev da dobimo čim boljšo oceno za kalibracijske faktorje. Vse meritve z RadFET-i smo izvedli v režimu brez pritisnjene napetosti.

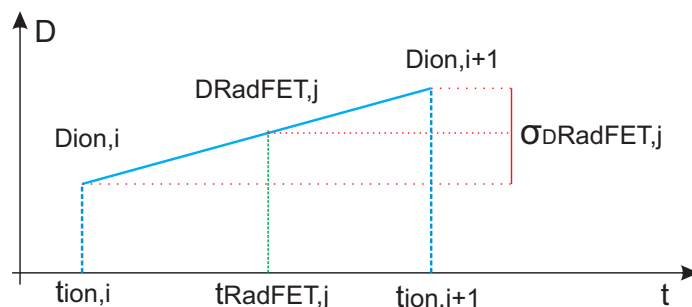
Izvedli smo več meritev z RadFET-i in pretočno ionizacijsko celico v njegovi neposredni bližini, tako da oba detektorja merita isto stvar. Pri vsaki meritvi smo merili z dvema RadFET detektorjema. Na sliki 5.2 lahko vidimo pretočno ionizacijsko celico (v rdečem) v neposredni bližini RadFET-a, ki je lociran v plastični kapsuli (bela), da nebi prišlo do kratkega stika tiskanega vezja RadFET senzorja z okolico. Na vsakem RadFET senzorju imamo dva RadFET-a z različnima debelinama oksidne plasti oz. različnima občutljivostima. ΔV_T v odvisnosti od kumulativne doze lahko dobimo iz meritve hitrosti doze s pretočno ionizacijsko celico, oz. s časovno integracijo hitrosti doze v dozo ter z meritvami ΔV_T RadFET-a. Bralni elektroniki in napajalnika za RadFET in pretočno ionizacijsko celico sta med seboj fizično ločena in neodvisna. Pri vsaki meritvi smo zapisali tudi čas meritve, kar smo kasneje uporabili pri kalibraciji $\Delta V_T/D$ karakteristike RadFET-a.

Pred začetkom meritve smo odčitali začetni V_T RadFET-a, ki smo ga odšteli od izmerkov za izračun ΔV_T pri nadaljnjih meritvah. Pred obsevanjem smo preverili oba bralnika signala in sinhronizirali uro obeh bralnikov elektronike.

Izmerke smo po meritvi obdelali. Ker je frekvenca vzorčenja za ionizacijsko celico precej večja od frekvenca vzorčenja RadFET-a, smo vrednosti kumu-

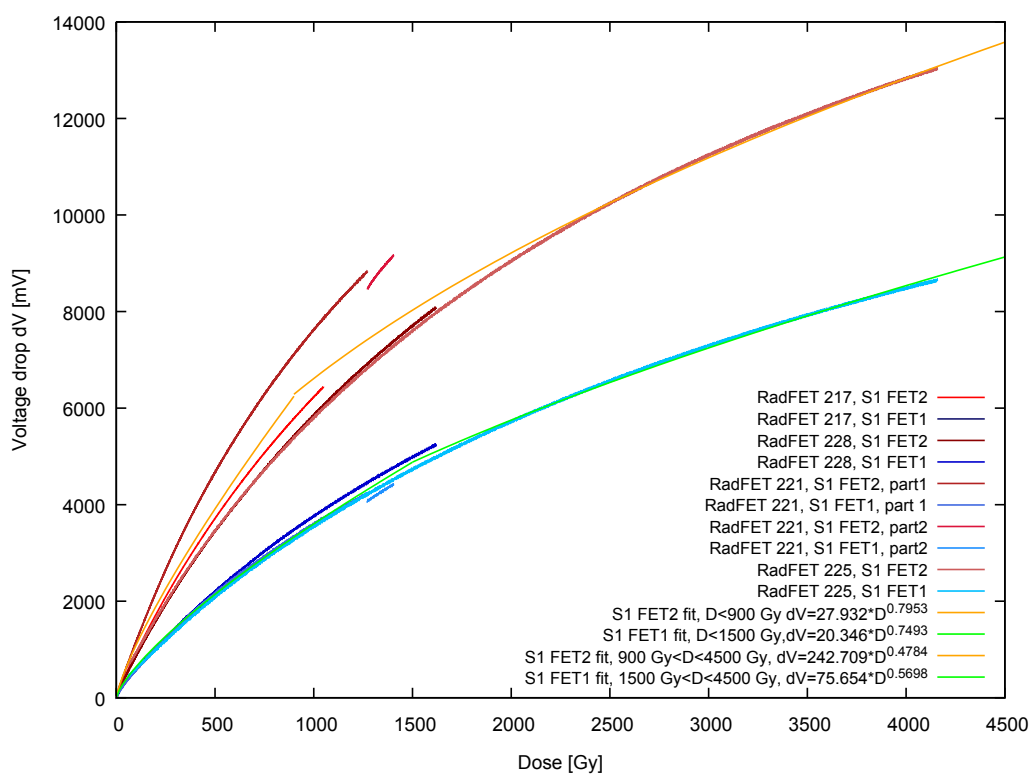


Slika 5.2: Pretočna ionizacijska celica (rdeče) in RadFET v polietilenski kapsuli.



Slika 5.3: Postopek določanja kumulativne doze RadFET-a.

lativne doze RadFET-a dobili z linearno interpolacijo med izmerki pretočne ionizacijske celice, kot lahko vidimo na sliki 5.3. Po obdelavi meritev dobimo več odvisnosti $\Delta V_T/D$, katerih podatke uporabimo za izračun faktorjev a in b enačbe 5.2 na dve območji. Rezultate obdelave podatkov in dobljene kalibracijske krivulje si lahko pogledamo na sliki 5.4.



Slika 5.4: Meritve in dobljene kalibracijske krivulje za oba RadFET-a.

Zaključek

RadFET detektorji so se izkazali kot detektorji z dobro ponovljivostjo in visokim merskim razponom. V prihodnje moramo biti pozorni, da meritve opravimo z RadFET-i ki imajo ker se da podobne začetne lastnosti. Dobljene kalibracijske krivulje so znotraj merskih negotovosti zaradi različnih začetnih lastnosti RadFET-a.

Razpon meritev od manj kot Gy do več kGy ter različne občutljivosti v odvisnosti od debeline oksida, kot tudi v odvisnosti od pritisnjene napetosti nam omogoča da detektor ene vrste uporabimo za meritve pri različnih občutljivostih oz. različnih razponih vrednosti kumulativne doze.

Ravotti ([Ravotti, 2006](#)) poleg naštetih lastnosti opisuje tudi temperaturno odvisen časovni potek uhajanja vrzeli iz pasti oz. posledično zmanjševanje napetosti na RadFET-u. Za hitre meritve (do nekaj dni) je ta prispevek zanemarljiv, za daljše meritve pri povišanih temperaturah (na primer v zadrževalnem hramu jedrske elektrarne) pa je potrebno ta prispevek upoštevati. Nekaterne meritve so bile že narejene ([Ravotti, 2006](#)), vendar bi bilo potrebno te vrednosti ponovno preveriti pred uporabo za daljše meritve.

Literatura

- Ravotti, Federico (2006). »[Characterization and development of radiation monitoring sensors for the high energy physics experiments of the CERN LHC accelerator](#)«. 2006MON20149. Doktorska disertacija, 1 vol. (221 p.)
Snoj, Luka in Borut Smodiš (2011). »45 Years of TRIGA Mark II in Slovenia«. V: Proc. Int. Conf. Nuclear Energy for New Europe 2011.

Posodobitev standardne pnevmatske pošte na reaktorju TRIGA

. . .

Sebastjan Rupnik

Standardna pnevmatska pošta (SPP) je bila del naprav za obsevanje že od samega začetka delovanja reaktorja TRIGA Mark II na Institutu Jožef Stefan. Sistem SPP je v zadnjih letih izgubljal na popularnosti med raziskovalci tudi zaradi uporabniku neprijaznega in večinoma ročnega upravljanja. Kljub nemotenemu delovanju smo se odločili, da sistem SPP posodobimo. Cilj prenove je bil avtomatizirati sistem z zalogovnikom vzorcev in izboljšati splošno kakovost obsevanj s poudarkom na izboljšanju časovne natančnosti, izboljšanju varnosti in s sledljivostjo sistemskih dogodkov. Vse to smo želeli doseči s čim manj posegi v obstoječe cevne povezave.

Pri načrtovanju posodobitve sistema standardne pnevmatske pošte smo sodelovali z Odsekom za avtomatiko, biokibernetiko in robotiko (E1). Sklenili smo, da obstoječo sprejemno postajo nadomestimo z avtomatiziranim zalogovnikom revolverске oblike s kapaciteto 20-ih vzorcev. Novi zalogovnik je sedaj osrednji del posodobljenega sistema SPP in je opremljen s šestimi transportnimi odprtinami, od katerih so štiri v uporabi, dve pa sta namenjeni nadaljnji razširitvi sistema. Na zalogovniku je nameščen tudi detektor sevanja, namenjen merjenju aktivnosti vzorcev po obsevanju, in »hladilna« posoda, kjer lahko vzorci, ki so preveč aktivni za rokovanje z njimi, dodatno razpadejo pred nadaljnjo obdelavo. Poleg tega smo novi sistem opremili s posodobljeno izstopno postajo in mu dodali množico senzorjev, ki zaznajo položaj in hitrost vzorcev in s katerimi lahko spremljamo, ali obsevanje poteka v skladu z načrtom. Pomembna lastnost posodobljenega sistema je tudi dejstvo, da so vse cevne povezave, razen v neposredni bližini zalogovnika, ostale nedotaknjene, kar je znatno olajšalo licenciranje sistema in pocenilo samo izvedbo (slika 6.1).

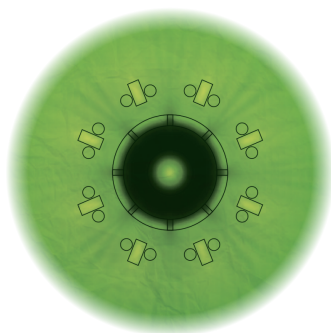
Testna postavitve je bila najprej postavljena v delavnici Reaktorskega infrastrukturnega centra, kjer je potekal razvoj programske opreme, testiranja in nastavitve posameznih komponent. Ko je bila programska oprema pripravljena in so bila pridobljena ustrezna dovoljenja, je sledila montaža sistema v

kleti reaktorske hale. Sistem je bil prvič priključen na že obstoječe cevne povezave, kar je pomenilo ponovna izdatna testiranja in optimiranje transporta vzorcev. Preverjeni so bili različni scenariji odpovedi, nakar je bil sistem SPP predan v testno uporabo. V testnem obdobju večjih napak v delovanju ni bilo, tako da bo prenovljena standardna pnevmatska pošta kmalu predana v redno uporabo.



Slika 6.1: Fotografija novega sistema standardne pnevmatske pošte na reaktorju TRIGA.

III. del: V vzponu



Moderator: Vid Merljak

Karakterizacija DT generatorja nevtronov

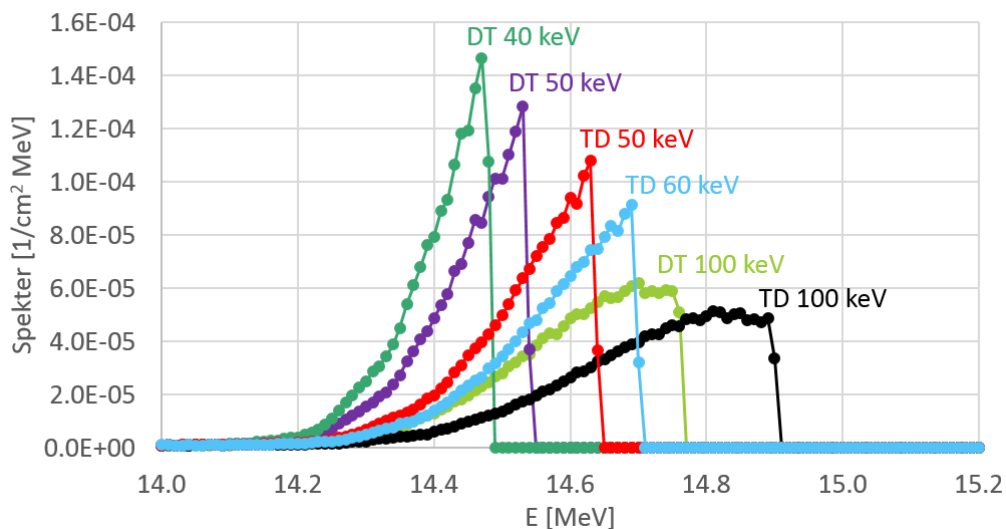
...

Aljaž Čufar

Postopek kalibracije detektorjev nevtronov v velikih tokamakih temelji na meritvah odziva teh detektorjev na kalibracijski izvor v vakuumski posodi in stohastičnih izračunih v podporo meritvam (Syme in sod., 2014). Preko kalibracijskih meritev se tako izmeri odziv detektorjev na poznan (kalibracijski) izvor, z izračuni pa upošteva razlike med eksperimentom kalibracije in običajnim eksperimentom. Običajno so najpomembnejše razlike v spektrih izsevanih nevtronov, v konfiguraciji reaktorja (Snoj in sod., 2013) in razlike zaradi različnih geometrij izvorov.

Zaželeni lastnosti kalibracijskega izvora sta dobro poznana intenziteta in spekter izsevanih nevtronov. Ugodno je tudi, da je spekter nevtronov kalibracijskega izvora enak spektru nevtronov, ki jih želimo meriti. Ker običajno ni mogoče uporabiti kalibracijskega izvora nevtronov s spektrom identičnim DD ali DT plazemskemu izvoru, se za kalibracijo odziva na DD nevtrone ($E = 2.45$ MeV) kot izvor pogosto uporablja ^{252}Cf , na DT nevtrone ($E = 14.1$ MeV) pa DT generator nevtronov. ^{252}Cf je izvor nevtronov, ki deluje na osnovi spontane cepitve. Spekter izsevanih nevtronov je dobro poznan, za uporabo v kalibracijske namene pa je potrebno še dobro poznavanje anizotropije takega izvora – sam nastanek nevtronov preko spontane cepitve ^{252}Cf je sicer izotropen proces, a pride do anizotropije zaradi geometrije izvora in zaradi pomožnih materialov, ki pomagajo pri rokovanju z izvorom nevtronov. Spekter ^{252}Cf je sicer drugačen od spektra nevtronov izsevanih kot posledica DD reakcije v plazmi, a so energije primerljive, kar pomeni, da je tipičen računski popravek zaradi razlike v spektrih majhen (do nekaj %). Ker niso znani razpadi, kjer bi velik del izsevanih nevtronov imel energije primerljive z energijami nevtronov nastalih v DT reakciji, se za kalibracijo na DT nevtrone uporabljajo DT generatorji nevtronov, ki tipično delujejo na osnovi pospeševalnika. V takem generatorju nevtronov žarek ionov devterija vpada na tarčo, kjer se nahaja tritij, pride do reakcije zlivanja jeder devterija in tritija (DT reakcija) in nastanka nevtronov z energijo okrog 14.1 MeV. Zaradi zahteve po ohranitvi energije in gibalne količine je taka DT reakcija anizotropna, kar se izraža tako v anizotropiji števila izsevanih nevtronov kot

tudi anizotropiji spektra izsevanih nevtronov. Ker je DT generator nevtronov aktiven, lahko v sistem vnese dodatne negotovosti – potrebno je meriti število izsevanih nevtronov v času meritve. DT generatorji nevtronov so lahko relativno kompaktni (dolžina < 0.5 m) in prenosni (masa < 5 kg) (Chernikova in sod., 2014), kar pomeni, da so primerni za uporabo v notranjosti tokamaka. Na žalost pa se izkaže, da imajo kompaktni generatorji nevtronov tipično nekatere nezaželene lastnosti z vidika uporabe za kalibracijske namene. Običajno se namreč uporabljajo tarče, kjer se nahajata tako D kot T, žarki ionov so tudi mešanica teh dveh izotopov vodika, poleg tega pa se v pospeševalnikih lahko pospešujejo tudi ionizirane molekule. To privede do slabše definiranosti spektra, saj sta pomembna tako prispevek reakcije vpadnega devterija na tritirano tarčo kot tudi vpadnega tritija na devterirano tarčo. Ker se pospešujejo tako ioni kot iz različnih izotopov sestavljene molekule, reakcije na tarči potekajo pri različnih energijah, njihov prispevek pa je odvisen od razmerij atomov v tarči, ionov v žarku ter njihovih energij v težiščnem sistemu (vpadli D in T z enako energijo v laboratorijskem sistemu imata različni energiji v težiščnem koordinatnem sistemu). Razlike v spektrih (slika 7.1) so najbolj opazne v smereh vzporednih z žarkom ionov, med tem ko so razlike pri v smereh pravokotnih na žarek relativno majhne.



Slika 7.1: Spektri različnih komponent v kompaktnem generatorju nevtronov s pospeševalno napetostjo 100 keV v smeri od 0° do 5° glede na žarek ionov. "DT" označuje komponente, kjer devterijevi ioni vpadajo na tarčo, ki vsebuje tritij, "TD" pa komponente, kjer tritijevi ioni vpadajo na tarčo, ki vsebuje devterij.

Zelo pomemben del priprave na kalibracijo detektorjev nevtronov tokamaka JET za poskuse z DT plazmo je tako karakterizacija DT generatorja nevtronov, ki bo uporabljen kot kalibracijski izvor nevtronov. Kot del priprav na karakterizacijo generatorja nevtronov smo, na osnovi skice dobljene od proizvajalca, modelirali generator nevtronov. Primerjali smo rezultate pridobljene z uporabo različnih programov (pod-rutina ENEA-JSI (Milocco in sod., 2012), MCUNED (Sauvan in sod., 2010), DDT – program na osnovi programa »DRESS code« (Eriksson in sod., 2016)), da bi ocenili njihovo primernost za uporabo ter ocenili negotovosti kot posledice negotovosti v samih računskih modelih. Ker je skica generatorja nevtronov kazala relativno poenostavljeno sliko njegove notranjosti, je bilo narejenih več analiz, kjer smo ugotavljali občutljivost izračunanih fluksov nevtronov ter spektrov na neznane parametre v modelu generatorja. Eksperimentalni del karakterizacije generatorja je bil izveden v primernem laboratoriju (National Physical Laboratory, Velika Britanija) in sicer tako, da se je merilo odzive različnih detektorjev na različnih položajih okrog generatorja nevtronov. Iz rezultatov meritev bomo v prihajajočih mesecih rekonstruirali kombinacijo komponent v spektru, ki najboljše popišejo naš generator kot izvor nevtronov in po potrebi prilagodili model za program MCNP, da bo dajal rezultate, ki se bodo kar se da dobro skladali z meritvami. Na tak način bomo z meritvami izboljšali natančnost reprodukcije izseva nevtronov iz relativno enostavnega modela generatorja. Ker je bilo uporabljenih veliko različnih detektorjev (dva diamantna detektorja, scintilatorski detektor, silicijev detektor, različne aktivacijske folije in dolgi števcji), ki so bili postavljeni na različne položaje okrog generatorja, bo analiza vseh teh podatkov ter njihova uporaba v namen izboljšanja modela generatorja relativno dolgotrajen proces. Temu procesu bo sledila še priprava na kalibracijo detektorjev nevtronov tokamaka JET, ki bo potekala jeseni 2016, ko bo ta (takrat že karakteriziran) DT generator nevtronov uporabljen kot kalibracijski izvor nevtronov.

Literatura

- Chernikova, D., V.L. Romodanov in sod. (2014). »Experimental and numerical investigations of radiation characteristics of Russian portable/compact pulsed neutron generators: ING-031, ING-07, ING-06 and ING-10-20-120«. V: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 746, str. 74–86.
- Eriksson, J., S. Conroy in sod. (2016). »Calculating fusion neutron energy spectra from arbitrary reactant distributions«. V: *Computer Physics Communications* 199, str. 40–46.
- Milocco, A., A. Trkov in M. Pillon (2012). »A Monte Carlo model for low energy D–D neutron generators«. V: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section B: Beam Interactions with Materials and Atoms* 271, str. 6–12.
- Sauvan, P., J. Sanz in F. Ogando (2010). »New capabilities for Monte Carlo simulation of deuteron transport and secondary products generation«. V: *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment* 614.3, str. 323–330.
- Snoj, L., I. Lengar 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.
- 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.

Validation of MCNP6 model of the Jordan Research and Training Reactor (JRTR) for calculations of neutronic parameters

...

Mustafa K. Jaradat

Jordan Research and Training Reactor (JRTR) is a multi-purpose open-tank pool-type reactor with nominal power of 5 MW currently under commissioning. The core consists of 18 fuel assemblies and uses plate type fuel of low enriched uranium of 19.75% ^{235}U enrichment. The reactor has several irradiation holes, fifteen in-core, sixteen ex-core, four beam ports, and thermal column. The reactor will be utilized for the purpose of training and education, radioisotope production, samples irradiation, and beam ports applications. For better utilization of irradiation and beam applications the neutronic characteristics, mainly the reactor flux map and the neutron energy spectrum in the irradiation positions, should be determined before irradiating targets in the reactor. Additionally, the reactivity changes due to insertion and extraction of the samples and safe operation of reactor must be analysed and evaluated to meet the conditions of safe operation. For this purpose, a detailed model of the JRTR core was prepared using MCNP 6 to study these important parameters. Several cases were considered to determine the flux map and spectrum for reference and operational cores. This methodology should govern the future of JRTR for irradiations, it will help to investigate the reactor thoroughly and to fix the operation parameters before going into a systematic utilization scheme with the required safety confidence.

IV. del: Podatki



Moderator: Aljaž Čufar

Izvori jedrskih podatkov za knjižnice JEFF-3.2, JENDL-4.0u2 in ENDF-B/VII.1

...

Andrej Brešan

Uvod

Evalvacije v knjižnicah jedrskih podatkov za posamezen nuklid niso nujno originalne, ampak so lahko prevzete iz prejšnjih izdaj iste knjižnice ali iz drugih knjižnic. Večkrat so podatki prevzeti iz starejših knjižnic in bolj ali manj spremenjeni ali dopolnjeni. Izvori evalvacij so navedeni v glavi (*angl.* header) izotopove datoteke skupaj z vsemi ostalimi podatki o spremembah in dodatkih k prejšnji verziji. Cilj dela je bil, da se za vsak nuklid v omenjenih knjižnicah opravi pregled datoteke in razbere izvore iz katerih so bili podatki prevzeti, ugotovi kaj je bilo spremenjeno pri prehodu iz prejšnje verzije in ali je bila evalvacija narejena na novo. Te podatke se je potem združilo v Excelovo tabelo za vsako od knjižnic, kjer je v vsaki vrstici en izotop, po stolpcih pa so navedene izvirne knjižnice, točni opisi modifikacij in komentarji. Krajša oblika te zbirke podatkov je prikazana v poročilu (tabela 9.1), kjer so združene vse tri Excelove tabele v eno in je za vsak nuklid navedeno ali je evalvacija nova ali privzeta in, če je bilo pri tem kaj spremenjeno (*angl.* modified) ali dodano.

Program

Za hitrejšo pridobivanje podatkov o izvoru je bil razvit program v jeziku C++, ki odpre in pregleda vse datoteke v izbrani mapi. Pri tem v glavi dokumenta išče vrstice kot na primer:

```
Original data taken from: (knjižnica)  
modified parts for JENDL-3.3
```

Te so definirane na začetku kode kot objekti »char« in, če se prebrana vrstica sklada s katero od teh, program zapiše številko datoteke in vse najdene vrstice v Excelovo tabelo. Žal pa program ne dobi vsega zaradi nedoslednosti v

Nuclide	JEFF-3.2	ENDF/B-VII.1	JENDL-4.0u2
1-H-1	New evaluation	New evaluation	ENDF/B-VII.0
1-H-2	New evaluation	(modification) ENDF/B-VII ENDF/B-VI	(Modified) JENDL-3.3
1-H-3	New evaluation	New evaluation	No data
2-He-3	New evaluation	(Modification) ENDF/B-VII ENDF/B-VI	JENDL-3.3 (Modified) JENDL-3.2
2-He-4	JEFF-3.1.1 JEFF-3.1 JENDL-3.3	(Modification) ENDF/B-VII ENDF/B-VI	JENDL-3.3
3-Li-6	New evaluation	(Modification) ENDF/B-VII (Modification) ENDF/B-VI	JENDL-3.3 (Modified) JENDL-3.2

Tabela 9.1: Prikaz skrajšane verzije podatkov, kjer so tri Excelove tabele združene v eno z napisom »(Modification)« nad knjižnico, kjer je bila narejena sprememba.

zapisu kot so npr. uporaba tiskanih črk ali različno postavljeni presledki. Zaradi tega je bilo potrebno še enkrat vse ročno pregledati in zagotoviti, da smo za vsak nuklid pridobili vse iskane podatke.

Ugotovitve in predlogi

Naslednji korak je vzpostaviti spletno stran, kjer bi bili vsi zbrani podatki dostopni na enem mestu. Pri tem pa bi tudi radi predlagali ustanovam, ki knjižnice izdajajo (NRDC, 2015; ENDF6 manual, 2011), da bi med seboj poenotili način navajanja podatkov o izvori in o spremembah glede na prejšnjo verzijo. Najbolj pregledno ima to urejeno knjižnica JEFF-3.2 (OECD/NEA, 2014), kjer je takoj na začetku navedeno ime tekoče verzije pod njim pa okvirček z izvorno knjižnico in morebitno modifikacijo. Naslednji okvirček nosi ime izvorne knjižnice in ima prav tako kot prvi navedeno iz kje podatki izvirajo. Navajanje se tako nadaljuje do najstarejše verzije. Pri JENDL-4.0u2 (Shibata in sod., 2011) in ENDF/B-VII.1 (Chadwick in sod., 2011) je bilo večkrat težavno ali nejasno razbirati izvor podatkov in ali je bila narejena nova evalvacija. Večkrat ni bilo jasno katera knjižnica je bila modificirana. Pri nekaterih je bilo težko ugotoviti ali je med prejšnjo in aktualno verzijo bila narejena zgolj navedena modifikacija, ali je bila evalvacija v celoti narejena na novo z dodatkom modifikacije knjižnice, ki je navedena. Zgodilo pa se je tudi, da so bili izvori zelo nerazločno navedeni in bi jih zato lahko zlahka spregledali.

Poenotenje notacije bi bralcu olajšalo razumevanje in omogočilo programu bolj temeljito iskanje podatkov. Sedaj je potrebno za vsako knjižnico in vsako verzijo spreminjati kodo, pri čemer pa program še vedno ni zmožen poiskati vse zaželeno podatke in je zato potreben še dodaten ročni pregled. To bo pomembno za prihodnost, saj je končni cilj popolna avtomatizacija pregledovanja izvornih knjižnic. Pravilno delovanje programa in posledično učinkovito posodabljanje spletne strani pa bo mogoče le, če med različnimi datotekami ne bo več dvoumne ali nejasne notacije.

Literatura

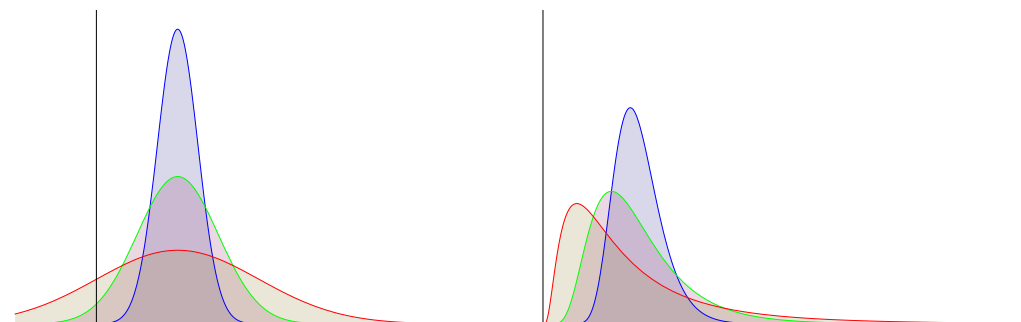
- Chadwick, M.B., M. Herman in sod. (2011). »ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data«. V: *Nuclear Data Sheets* 112.12. Special Issue on ENDF/B-VII.1 Library, str. 2887–2996.
- Cross Sections Evaluation Working Group (Edited by M. Herman and A. Trkov) (2011). *ENDF-6 Formats Manual, Data formats and procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/BVII*. Teh. poročilo BNL-90365-2009. Ver. Revision 2. Document ENDF-102. National Nuclear Data Center (NNDC), Brookhaven National Laboratory, Upton, USA.
- Network of Nuclear Reaction Data Centers (NRDC, <http://www-nds.iaea.org/nrdc/>) (2015). *EXchange FORmat database (EXFOR)*. URL: <http://www-nds.iaea.org/exfor/> (pridobljeno 19. 11. 2015).
- OECD/NEA (2014). *The JEFF-3.2 Nuclear Data Library*.
- Shibata, Keiichi, Osamu Iwamoto in sod. (2011). »JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering«. V: *Journal of Nuclear Science and Technology* 48.1, str. 1–30. eprint: <http://www.tandfonline.com/doi/pdf/10.1080/18811248.2011.9711675>.

Korelacije in naključno vzorčenje jedrskih podatkov

. . .

Lucijan Plevnik

Za generiranje naključnih vzorcev parametra je potrebno poznati njegovo verjetnostno porazdelitev. Informacije o slednji so v knjižnicah jedrskih podatkov podane v obliki pričakovanih vrednosti in deviacij. Ta podatka popolnoma opišeta porazdelitev v primerih normalne ali lognormalne porazdelitve. Ker predpostavka o normalnosti ni konsistentna za vzorčenje tistih parametrov, ki morajo imeti pozitivno vrednost in imajo relativno negotovost večjo od $\sim 30\%$, za pozitivne parametre uporabimo lognormalno porazdelitev.



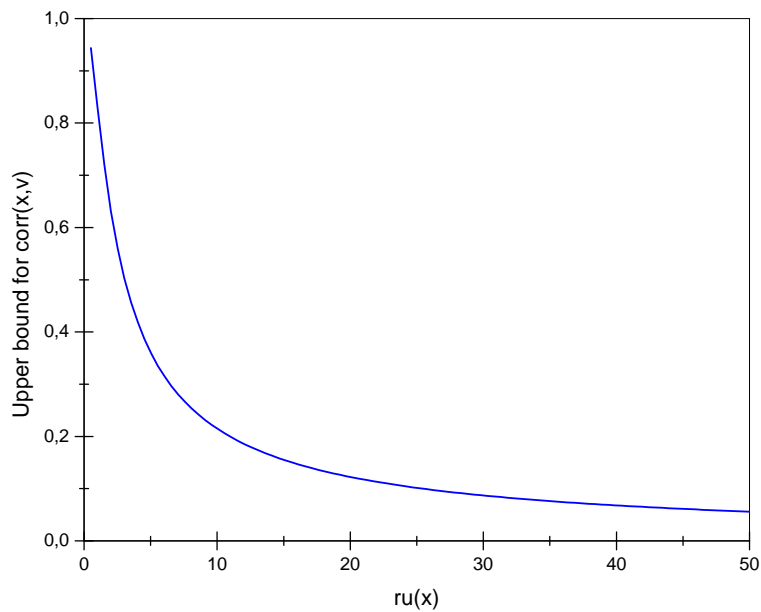
Slika 10.1: Funkcija gostote verjetnosti za normalno (levo) in lognormalno (desno) porazdelitev pri isti pričakovani vrednosti in različnih vrednostih relativne negotovosti: 25%, 50%, 100%.

Za konsistentno obravnavo večih parametrov hkrati moramo poznati tudi korelacije med njimi, ki so večinoma podane v knjižnicah jedrskih podatkov. Kadar je vseh n obravnavanih parametrov porazdeljenih normalno, dobimo njihove vzorce tako, da najprej neodvisno vzorčimo n standardno normalno porazdeljenih parametrov, nato pa na dobljenih vzorcih uporabimo ustrezno linearno transformacijo, ki zagotovi želene vrednosti povprečij in kovarianc. Za izračun te linearne transformacije je nujno, da je korelacijska matrika parametrov pozitivno definitna.

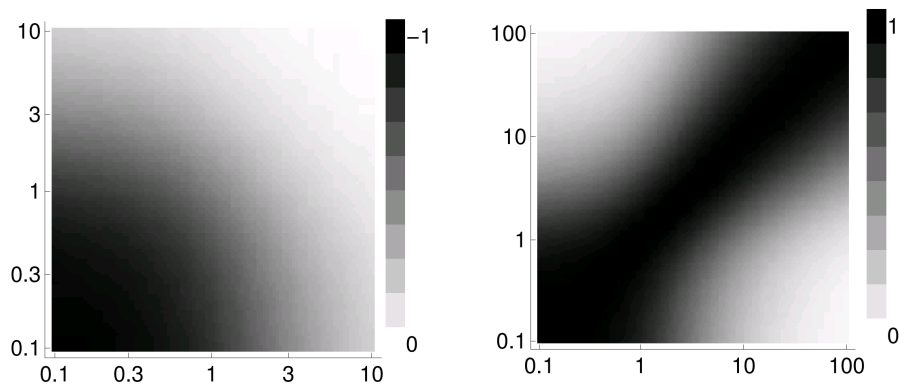
V večini primerov se zgodi, da so nekateri parametri normalni, drugi pa lognormalni. Ta problem prevedemo na prejšnjega tako, da izračunamo prič-

kovane vrednosti, deviacije in korelacije logaritmov lognormalnih parametrov. Kot je prikazano na sliki 10.2, se pri tem izkaže, da korelacije ne morejo imeti vrednosti poljubno blizu -1 ali 1 , če je vsaj eden od parametrov lognormalen.

Pogosto se zgodi, da v knjižnicah jedrskih podatkov zahtevi iz zadnjih dveh odstavkov, tj. pozitivna definitnost korelacijskih matrik in omejene vrednosti korelacij lognormalnih parametrov nista izpolnjeni.



(a) \mathbf{N} ; zgornja meja za absolutno vrednost korelacije.



(b) \mathbf{L} ; spodnja meja za vrednost korelacije.

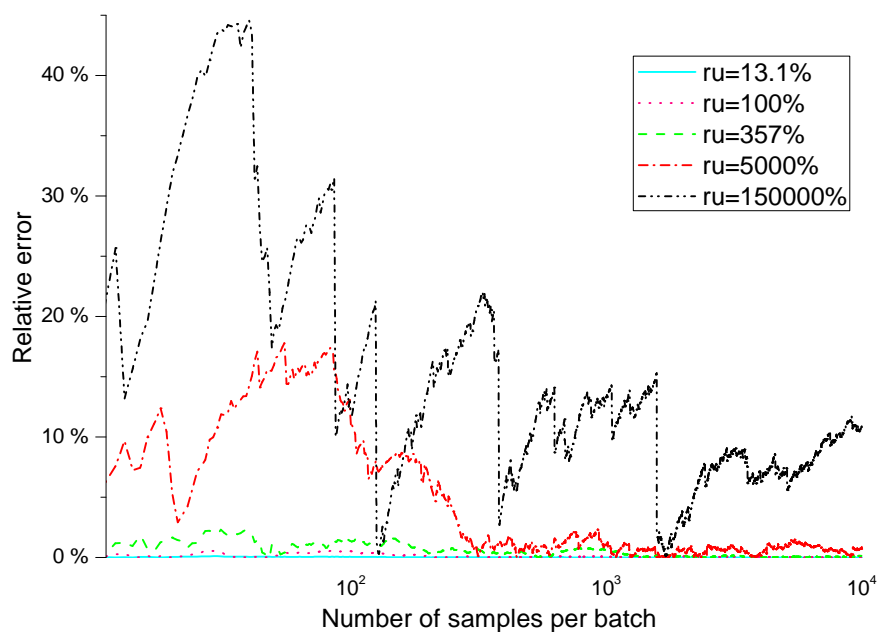
(c) \mathbf{L} ; zgornja meja za vrednost korelacije.

Slika 10.2: Mejne vrednosti korelacij med lognormalnim in Normalnim/Lognormalnim parametrom v odvisnosti od relativnih negotovosti lognormalnih parametrov.

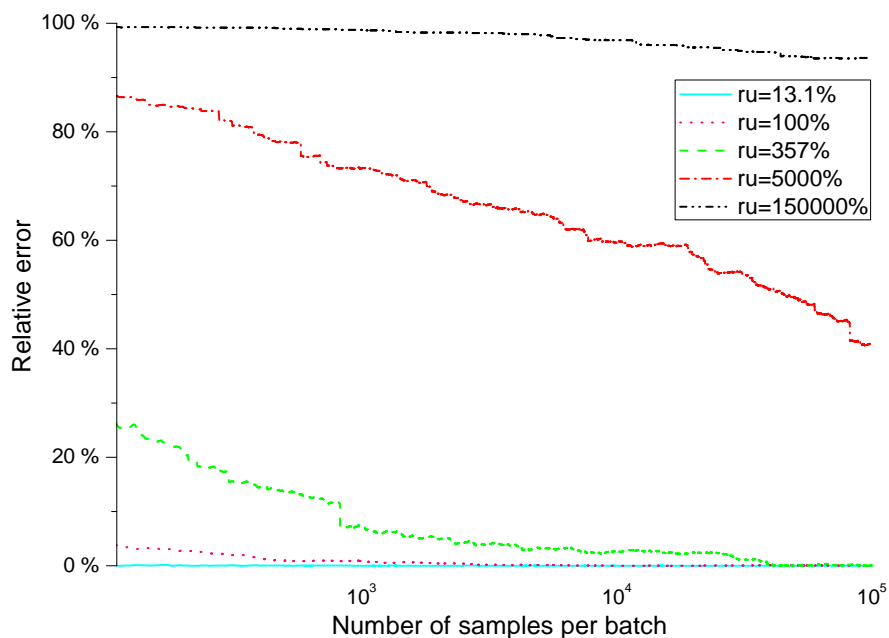
Opisane metode za naključno vzorčenje so bile uporabljene v programu ENDSAM, ki je napisan v jeziku FORTRAN 95. Program iz datoteke jedrske knjižnice za izbran izotop v formatu ENDF-6 ([ENDF6 manual, 2011](#)) izdelala poljubno število novih datotek v formatu ENDF-6, ki vsebujejo naključne vzorce resonančnih parametrov na mestih originalnih vrednosti. Poda tudi informacije o morebitnih nekonsistencah korelacijskih matrik. Koda je dostopna na naslovu https://www-nds.iaea.org/index-meeting-crp/CM_Data_Processing_2015/.

Metode so splošne in bodo v prihodnosti uporabljene tudi za vzorčenje ostalih jedrskih podatkov.

Program ENDSAM je bil testiran na realističnih in umetnih podatkih. Slika 10.3 pokaže, da lognormalni parametri z nižjimi relativnimi relativnimi negotovostmi skonvergirajo prej k pričakovanim vrednostim. Ta sklep velja tudi za kovergenco korelacij, pri čemer na hitrost konvergence dodatno vpliva pričakovana vrednost korelacij. Če je slednja enaka 0, potem je konvergenca hitrejša, glej sliko 10.4.

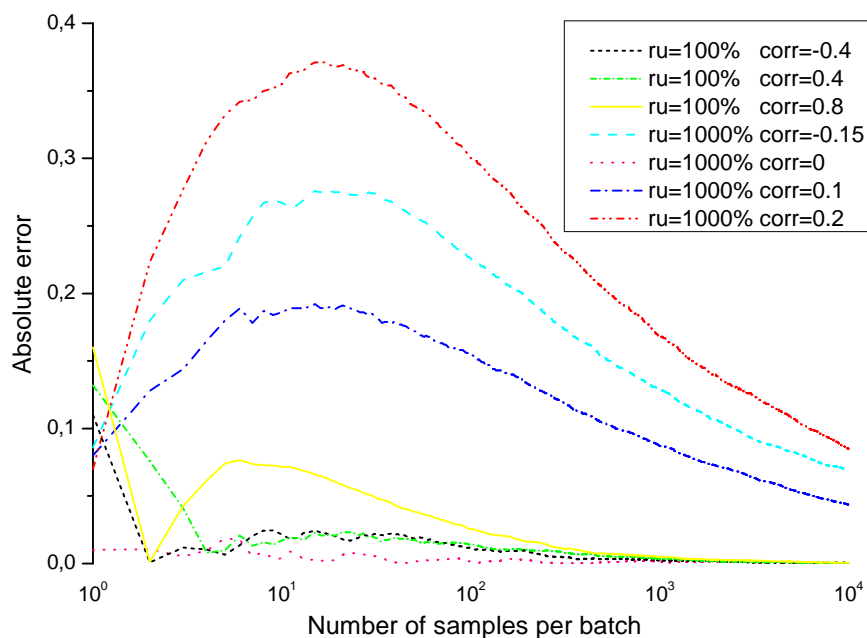


(a) Povprečja vzorcev.

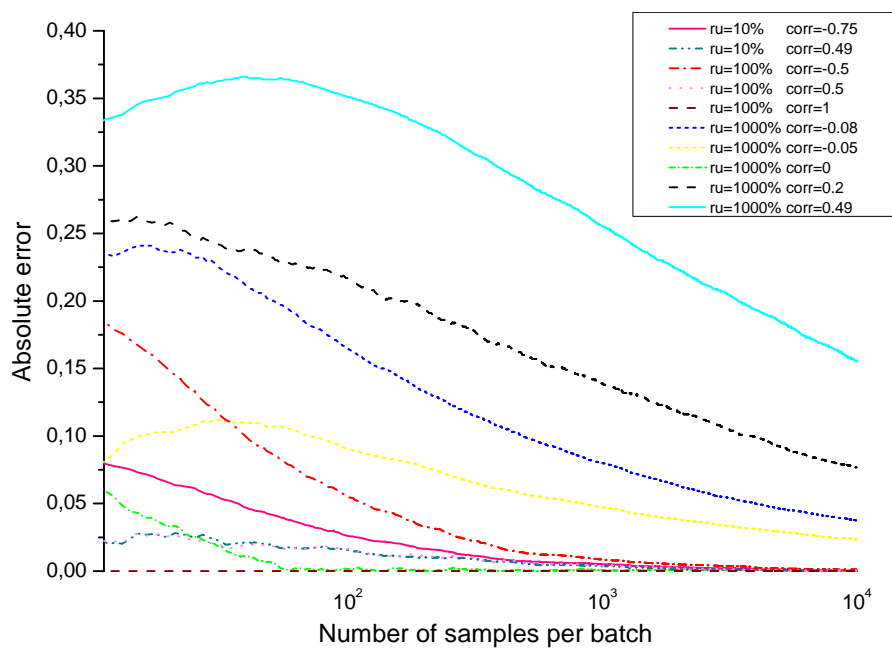


(b) Deviacije vzorcev.

Slika 10.3: Relativna napaka vzorcev lognormalnih parametrov z različnimi vrednostmi relativne negotovosti. Povprečeno po 1000 serijah vzorcev. Podatki: ENDF/B-VII.1, ^{35}Cl (Chadwick in sod., 2011).



(a) En parameter je normalen.



(b) En parameter je lognormalen z relativno negotovostjo 100%.

Slika 10.4: Absolutna napaka korelacij vzorcev za različne pričakovane vrednosti korelacij in relativnih negotovosti lognormalnih parametrov. Povprečno po 1000 serijah vzorcev.

Literatura

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. Special Issue on ENDF/B-VII.1 Library, str. 2887–2996.

Cross Sections Evaluation Working Group (Edited by M. Herman and A. Trkov) (2011). *ENDF-6 Formats Manual, Data formats and procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/BVII*. Teh. poročilo BNL-90365-2009. Ver. Revision 2. Document ENDF-102. National Nuclear Data Center (NNDC), Brookhaven National Laboratory, Upton, USA.

Določanje kotnega fluksa nevtronov s programom MCNP

. . .

Jure Beričič

Populacijo nevtronov lahko predstavimo s kotno gostoto $N(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)$, kjer izraz $N(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t)dVd\vec{\Omega}dE$ označuje povprečno število nevtronov znotraj dV okoli \vec{r} , ki se gibljejo v smeri $d\vec{\Omega}$ okrog $\vec{\Omega}$ in imajo energijo znotraj dE okoli E . Ekvivalenten opis lahko podamo tudi s kotnim fluksom nevtronov:

$$\Phi(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \equiv v(E)N(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t). \quad (11.1)$$

Deterministični programi za izračun transporta nevtronov, direktno rešujejo transportne enačbe za kotni fluks. Na drugi strani imamo metode Monte Carlo, kot na primer MCNP (Goorley in sod., 2012), ki sledijo vsakemu nevtronu posebej in tako ne računajo kotnega fluksa eksplicitno.

Poznavanje kotnega fluksa je lahko uporabno, čeprav pogosto ni pomembno pri metodah Monte Carlo. Uporabimo ga lahko za optimiziranje uteži pri tehnikah zmanjševanja variance. Uporaben je tudi pri študijah vpliva samoščitenja na aktivacijo vzorcev obsevanih v anizotropnem nevtronskem fluksu. Poleg tega pa poznavanje kotnega fluksa nudi dodaten vpogled v problem, ki ga rešujemo, ter v sam transport nevtronov skozi snov.

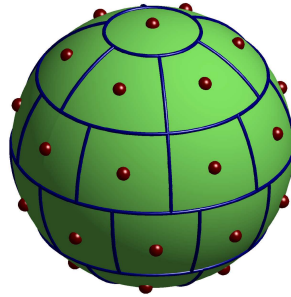
MCNP trenutno ne podpira direktnega izračuna kotnega fluksa nevtronov, vendar nam omogoča, da ga izračunamo sami. Ker ta program deluje po principu Monte Carlo, sledi posameznim nevtronov od njihovega rojstva do smrti. Celotno (ali filtrirano) zgodovino simuliranih nevtronov lahko izpišemo v datoteko z uporabo kartice PTRAC. Za vsak izpisan dogodek imamo med drugimi tudi podatke o poziciji in uteži dogodka ter energiji in smeri nevtrona, kar je dovolj za določitev fluksa.

Povprečni fluks znotraj celice z volumnom V je (Goorley in sod., 2012):

$$\bar{\Phi}_V = \frac{1}{V} \int dE \int dV \int d\Omega \int dt v(E)N(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad (11.2a)$$

$$= \frac{1}{V} \int dE \int d\Omega \int dV \int ds N(\vec{r}, \vec{\Omega}, E, t) \quad , \quad (11.2b)$$

kjer smo v drugi vrstici uporabili relacijo $ds = v dt$. Da dobimo kotni fluks, moramo zgornje povprečje razdeliti na razrede po energiji in prostorskem kotu. Problem razdelitve prostorskega kota na manjše dele je ekvivalenten particioniranju enotske sfere. Obstaja več metod razdelitve, izmed katerih smo izbrali tako imenovano rekurzivno shemo particioniranja sfere v območja z enako površino (Leopardi, 2006) ali krajše, EQ shemo. Tu sfero najprej razdelimo na pasove, nato pa te pasove naprej na posamezna območja. Primer razdelitve je prikazan na sliki 11.1.



Slika 11.1: Razdelitev sfere v območja po EQ shemi (Leopardi, 2007).

Povprečni fluks v posameznem razredu lahko ocenimo kot povprečje rezultatov posameznih nevtronov:

$$\bar{\Phi}_V(E_k, \vec{\Omega}_l) = \frac{1}{N} \sum_{i=1}^N s_i^{k,l}, \quad (11.3)$$

kjer je N število vseh zgodovin. Zgodovina nevtrona se šteje od njegovega rojstva do smrti vseh njegovih potomcev, na primer iz fizijskih dogodkov. V posamezni zgodovini, lahko nevtroni večkrat prispevajo v posamezen razred, ti prispevki pa so korelirani. To je pomembno pri izračunu negotovosti. Rezultat trenutne zgodovine je tako vsota prispevkov vseh dogodkov nevtrona in njegovih potomcev, $s_i = \sum_j s_{i,j}^d$. Rezultat posameznega dogodka, lahko zapišemo kot:

$$s_{i,j}^d = \frac{W_j T_1^j}{V}, \quad (11.4)$$

kjer je W_j utež dogodka, V prostornina celice in T_1^j dolžina poti, ki jo je nevtron opravil med dvema dogodkoma znotraj celice.

Varianca povprečnega fluksa iz enačbe 11.3 je za velike N podana z:

$$\begin{aligned} S^2(E_k, \vec{\Omega}_l) &= \frac{1}{N-1} \sum_{i=1}^N \left(s_i^{k,l} - \bar{\Phi}_V(E_k, \vec{\Omega}_l) \right) \\ &\approx \frac{1}{N} \left(\sum_{i=1}^N (s_i^{k,l})^2 - \left(\sum_{i=1}^N s_i^{k,l} \right)^2 \right). \end{aligned} \quad (11.5)$$

Ocena standardne deviacije fluksa pa je:

$$s_{\bar{\Phi}}(E_k, \vec{\Omega}_l) \approx \sqrt{\frac{S^2(E_k, \vec{\Omega}_l)}{N}}. \quad (11.6)$$

Izračun kotnega fluksa iz MCNP izpisa PTRAC torej poteka tako. Najprej razdelimo celotni fazni prostor na razrede po energiji in prostorskem kotu. V vsakem razredu sledimo trem statistikam: rezultatu trenutne zgodovine $s_i^{k,l}$, vsoti rezultatov $\sum_{i=1}^N s_i^{k,l}$ ter vsoti kvadratov $\sum_{i=1}^N (s_i^{k,l})^2$. Za vsak dogodek dodamo njegov rezultat k rezultatu trenutne zgodovine. Po smrti nevtrona dodamo rezultat trenutne zgodovine k vsoti rezultatov in vsoti kvadratov ter se premaknemo na naslednjo zgodovino. Na koncu pa iz tega izračunamo povprečno vrednost fluksa v razredu in njegovo nedoločenost po enačbah 11.3 in 11.6.

Celoten postopek smo implementirali v knjižnici¹, spisani v programskem jeziku Python. Knjižnica vsebuje metode za branje PTRAC izpisa, izračun dolžine poti delca za različne geometrije celic, implementacijo EQ sheme razdelitve sfere ter izračun kotnega fluksa.

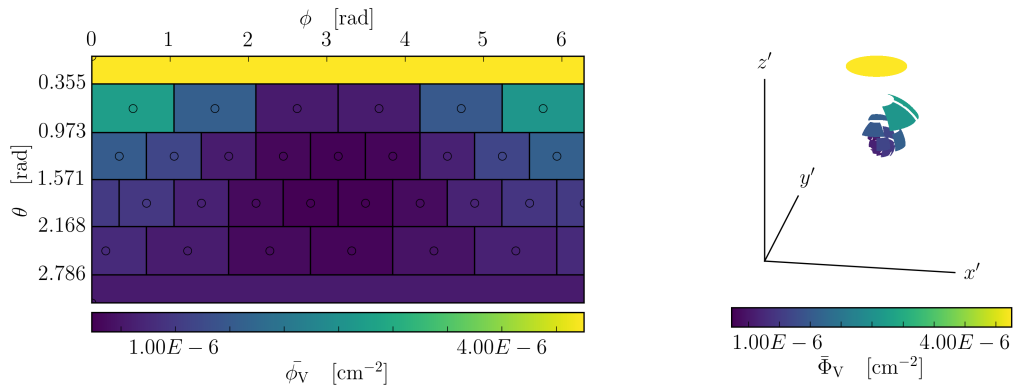
Pri predstavitvi kotnega fluksa se srečamo z istimi problemi, kot so jih imeli kartografi skozi čas; kako predstaviti sfero na dvo-dimenzionalnem mediju. Tu imamo dve enostavni in nazorni možnosti: planarna projekcija in t.i. raztreščena sfera (glej Sliko 11.2). Pri planarni projekciji preslikamo točke s sfere na ravnino kot:

$$x' = \theta \quad , \quad (11.7a)$$

$$y' = \phi \quad , \quad (11.7b)$$

pri čemer vrednost fluksa predstavimo z barvo. Druga možnost predstavlja tri-dimenzionalen graf sfere, kjer je vrednost fluksa predstavljena tako z barvo, kot s polmerom posameznega območja.

¹Knjižnica je dosegljiva na <https://repo.ijs.si/jbericic/neutronics>.



Slika 11.2: Metodi vizualizacije kotnega fluksa. V obeh primerih je predstavljena ista kotna porazdelitev. Levo: planarana projekcija. Vrednost fluksa je predstavljena z barvo. Vsaka zaplata predstavlja enako velik prostorski kot, vendar projekcija spremeni razmerja med njimi. Desno: raztreščena sfera. Fluks je proporcionalen radiju posamezne zaplate in dodatno še označen z barvo.

Literatura

- Goorley, John T., Michael R. James in sod. (2012). »Initial MCNP6 Release Overview«. V: *Nuclear Technology* 180.3, str. 298–315.
- Leopardi, Paul (2006). »A Partition of the Unit Sphere Into Regions of Equal Area and Small Diameter«. V: *Electronic Transactions on Numerical Analysis* 25, str. 309–327.
- (2007). »Distributing points on the sphere. Partitions, separation, quadrature and energy«. PhD. The University of New South Wales.

Radiomska analiza ^{18}F -FDG PET/CT odziva na radioterapijo in kemoterapijo pri pacientih s pljučnim rakom

...

Damijan Valentinuzzi

Uvod

Poleg standardnih metrik, ki se v kliniki rutinsko uporabljajo, npr. 'Hounsfieldove enote (HU)' pri anatomskem slikanju z računalniško tomografijo (CT) in 'Standardized Uptake Value (SUV)' pri molekularnem slikanju s pozitronsko emisijsko tomografijo (PET), lahko s pomočjo radiomske analize na neinvaziven način pridobimo dodatne informacije o fenotipu tumorjev, predvsem informacije o njihovi heterogenosti. Predvideva se, da bi bilo mogoče na osnovi radiomskih teksturnih metrik CT in PET slik, posnetih pred terapijo, napovedati odziv pacientov na zdravljenje in njihovo preživetje.

Metode

V retrospektivno študijo je vključenih 51 pacientov (30 moških, 21 žensk, starost 30-82 let, povprečna starost 62,4 leta) z lokalno napredovanim (47) in metastatskim (4) rakom pljuč, ki so bili v letih med 2007 in 2015 zdravljeni na Onkološkem Inštitutu v Ljubljani z radioterapijo in/ali kemoterapijo. Na vseh slikah ^{18}F -FDG PET (fluorodeoksi-glukoza) in CT smo s pomočjo izkušnega onkologa naredili ročno segmentacijo primarnega tumorja in izračunali 13 (PET) oz. 12 (CT) 1-D radiomskih teksturnih metrik ter 41 3-D radiomskih teksturnih metrik (PET in CT). Glede na RECIST kriterije ('Response Evaluation Criteria in Solid Tumors') smo paciente razdelili v dve skupini, in sicer na tiste, pri katerih je bil po terapiji opažen popoln odziv (CR - 'Complete Response') in na vse ostale. S pomočjo Mann-Whitney-evega U testa smo opazovali, ali med skupinama obstaja statistično relevantna razlika v vrednostih radiomskih metrik na slikah, posnetih pred terapijo.

Rezultati

Preliminarni ¹⁸F-FDG PET rezultati kažejo statistično relevantne razlike ($p < 0,05$) pri 7 od 13 1-D teksturnih metrikah in pri 26 od 41 3-D teksturnih metrikah. Na slikah CT ni bilo opaženih statistično relevantnih razlik med skupinama, izjema je bila 1-D teksturna metrika 'Skewness' (povprečje CR: -0,15, ostali -1,5, $p < 0.0243$).

Zaključek

Preliminarni rezultati kažejo na veliko napovedno moč radijskih teksturnih metrik, izračunanih iz slik ¹⁸F-FDG PET. Po drugi strani pa so presenetljivi preliminarni rezultati radijske analize slik CT, saj v nasprotju z nekaterimi do sedaj objavljenimi študijami kažejo na zelo omejeno napovedno moč radijskih teksturnih metrik, izračunanih na slikah CT. Za natančnejše rezultate bo potrebno paciente glede na način zdravljenja razdeliti v bolj homogene skupine, glede na RECIST kriterije pa še nadalje razdeliti v več skupin, in sicer na: CR - 'Complete Response', PR - 'Partial Response', SD - 'Stable Disease', PD - 'Progressive Disease' in na tako dobljenih vzorcih opraviti statistične teste. Zanimivo pa bo tudi videti, ali je mogoče radijske teksturne metrike povezati s preživetjem.

V. del:
NEK



Moderator: Jure Beričič

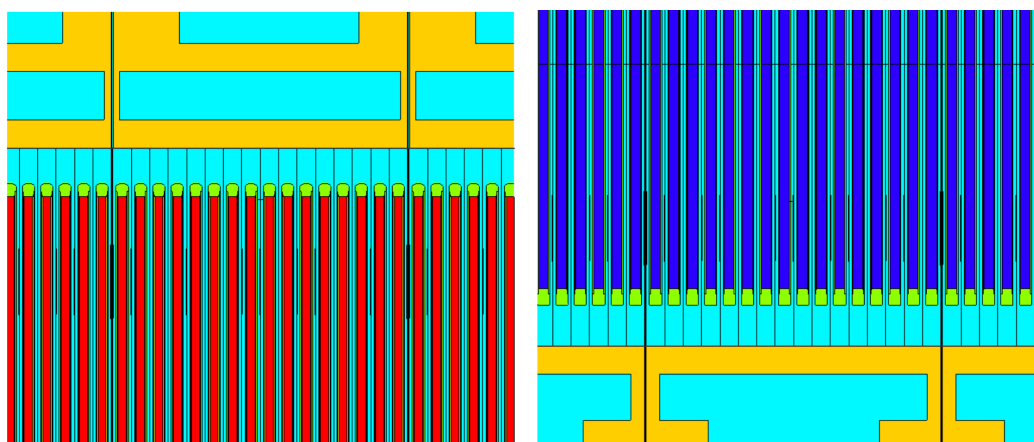
Modeliranje sredice Nuklearne elektrarne Krško za izračune Monte Carlo

...

Žiga Štancar

Glavni cilj predstavljenega projekta je bila izdelava geometrijskega modela sredice Nuklearne elektrarne Krško (NEK), oz. tipične tlačnovodne jedrske elektrarne (PWR – *angl.* pressurized water reactor) za izračune po metodi Monte Carlo. Motivacija za izvedbo projekta je bila želja po pridobitvi natančnega računskega modela sredice NEK, s katerim bi bilo mogoče izvajati reaktorske izračune v podporo načrtovanju prerazporeditve sredice (*angl.* core design) in proizvesti natančen popis reaktorske sredice kot nevtronskega izvora za nadaljnje izvensredične izračune na lokacijah detektorjev ob tlačni posodi in prostorov za betonskim biološkim ščitom. Ena izmed nalog je vključevala tudi upoštevanje zgorlosti goriva prek avtomatiziranega generiranja vhodnih datotek za program MCNP na osnovi podatkov programa CORE.

Narejen geometrijski model obsega natančen opis gorivne palice z 10 aksialnimi sloji goriva, dalje srajčko, plinsko polnilo, varnostno vzmet, 10 aksialnih slojev hladila in poenostavljene distančne rešetke. Celice z gorivnimi palicami so bile zložene v mrežo velikosti 16×16 , ki skupaj s palicami IFBA (*angl.*



Slika 13.1: MCNP geometrijski model gorivnih svežnjev v višini zgornje šobe (levo) in spodnje šobe (desno).

integral fuel burnable absorbers) ter vodili za kontrolne palice in instrumentacijo tvorijo gorivni sveženj. Spodnji in zgornji del gorivnih svežnjev je bil zaključen s šobami iz nerjavnega jekla. MCNP-jev geometrijski model gorivnih svežnjev v bližini zgornje in spodnje šobe je prikazan na sliki 13.1.

121 gorivnih svežnjev je bilo zloženih v strukturo sredice in obdanih z oblogo *baffle* in vodno režo, ki ločuje sredico od termičnega ščita tlačne posode. Zgorelost je bila implementirana s pomočjo podatkov iz izhodnih datotek programa CORD, ki je namenjen reaktorskim preračunom. Podatki, ključni za vpeljavo zgorelosti goriva v model reaktorja za MCNP, so položaj gorivnega svežnja in aksialni sloj zgorelega goriva, temperatura goriva, gostota goriva in izotopska sestava goriva, ki vsebuje 158 izotopov. Sestavljen model je še v postopku testiranja in preveritve, nadaljnje delo z njim pa vključuje modeliranje kontrolnih palic, analizo vpliva zanemarjenih fisijskih produktov na efektivni pomnoževalni faktor računskega modela reaktorja in priprava nevtronskega izvora za izvensrediščne izračune.

MCNP model uparjalnika in aktivacija primarnega hladila v NEK

. . .

Andrej Žohar

V reaktorski posodi se zaradi fluksa nevtronov aktivira hladilna voda, ki se zaradi toka vode prenese izven reaktorske posode. Zaradi tega je aktivirana hladilna voda eden izmed največjih povzročiteljev povečanega sevanja izven reaktorske posode. Moj namen je simulirati, koliko sevanja doprinese ta pojav delavcem, ki morajo vstopiti v zadrževalni hram med obratovanjem reaktorja. Določil bom tudi katera območja so sevalno najbolj obremenjena. To bo pomagalo narediti zaščito, ki bi varovala delavce.

Za program MCNP ([Goorley in sod., 2012](#)), s katerim bom izvajal simulacijo, sem naredil podrobni model uparjalnika NEK. Elemente uparjalnika sem opisal z geometrijskimi liki. Pri modelu sem naredil nekaj poenostavitve elementov; kot primer tega so rešetke, ki preprečujejo trke cevi U med seboj, primarni izločevalniki vlage in zaokroženi del cevi U. Posledično sem s praviimi gostotami materialov z modelom dosegel 3 % odstopanje od dejanske mase.

V modelu sem uporabil tudi veliko mrežo (*angl.* lattice). Uporabil sem kvadratne in heksagonalne mreže. Heksagonalne mreže sem uporabil pri ceveh U in primarnih izločevalnikih vlage. Ravni del cevi U zavzema največ kode, saj sem naredil mreže približno 9 cm debelih plasti in napolnil 10 m veliko strukturo. Razlog, da sem naredil to, je v tem, da sem na približni vsak 1 m postavil 9 cm visoke rešetke za cevi U. Rešetke sem poenostavil tako, da sem kvadratno mrežo spremenil v heksagonalno. Pri tem sem pazil da se ohranja masa sistema. To sem dosegel s pravo debelino rešetak. Heksagonalno mrežo sem uporabil tudi pri zaokroženem delu cevi U. Zaokroženi del sem razdelil na štiri dele in v vsakem delu uporabil mrežo. Pri primarnih izločevalnikih vlage sem tudi uporabil heksagonalno mrežo, da sem naredil samo en izločevalnik in ga s mrežo prenesel v vseh 48 pozicij, na katerih so izločevalniki. Kvadratno mrežo pa sem uporabil pri sekundarnem izločevalniku vlage. Z mrežo sem naredil odprtine, skozi katere potuje para.

Naredil sem tudi analizo aktivacije vode v reaktorski posodi. To sem naredil

s simulacijo Monte Carlo (MCNP 6.1). Vodo v reaktorski posodi sem razdelil na štiri območja:

- voda med steno reaktorske posode in plaščem sredice,
- voda pod gorivnimi elementi,
- voda med gorivnimi elementi,
- voda nad gorivnimi elementi

in eno območje zunaj reaktorske posode. Razlog za takšno odločitev je v tem, da imajo predstavljena območja nevtronske spektre, ki se močno razlikujejo med seboj. Območje zunaj reaktorske posode je potrebno vključiti v analizo, saj je čas zunaj reaktorske posode, T , približnega reda razpolovnega časa ali pa krajši in se zato nekaj aktivirane vode vrne nazaj v reaktorsko posodo. V vsakem od območij sem s pomočjo simulacije Monte Carlo izračunal reakcijsko hitrost za reakcije $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$, $^{17}\text{O}(n,p)^{17}\text{N}$ in $^{18}\text{O}(n,\gamma)^{19}\text{O}$. S pomočjo sistema enačb

$$\begin{aligned}
 A_1 &= A_5 e^{-\lambda t_{e1}} + F_1(1 - e^{-\lambda t_{e1}}) \\
 A_2 &= A_1 e^{-\lambda t_{e2}} + F_2(1 - e^{-\lambda t_{e2}}) \\
 A_3 &= A_2 e^{-\lambda t_{e3}} + F_3(1 - e^{-\lambda t_{e3}}) \\
 A_4 &= A_3 e^{-\lambda t_{e4}} + F_4(1 - e^{-\lambda t_{e4}}) \\
 A_5 &= A_4 e^{-\lambda T},
 \end{aligned}
 \tag{14.1}$$

lahko izračunamo aktivnost na koncu posameznih območij. V sistemu oznaka A_i predstavlja aktivnost na izstopu iz območja, t_{ei} predstavlja čas obsevanja in F_i predstavlja reakcijsko hitrost območja i . Tako sem poleg celotne saturacijske vrednosti aktivnosti na izstopu iz reaktorske posode, A_4 , analiziral tudi prispevke posameznih območij h končni saturacijski vrednosti. Rezultate celotne saturacijske vrednosti prikazuje tabela 14.1.

Tabela 14.1: Tabela aktivnosti produktov na izstopu iz reaktorske posode.

Aktivacijski produkt	Aktivnost [Bq/l]
^{16}N	$1,92 \cdot 10^9 \pm 2,5 \cdot 10^7$
^{17}N	$4,21 \cdot 10^5 \pm 6,23 \cdot 10^3$
^{19}O	$2,66 \cdot 10^7 \pm 3,72 \cdot 10^5$

V nadaljevanju bom s pomočjo izračunane aktivnosti določil izvore v prej opisanem uparjalniku in z metodo Monte Carlo izračunal dozno polje žarkov gama, ki so posledica radioaktivnega razpada ^{16}N in ^{19}O in dozno polje nevtronov, ki so posledica radioaktivnega razpada ^{17}N .

Literatura

Goorley, John T., Michael R. James in sod. (2012). »[Initial MCNP6 Release Overview](#)«. V: *Nuclear Technology* 180.3, str. 298–315.

Hibridne kode za transport delcev

. . .

Bor Kos

Transport delcev

Transport nevtronov, ki nastajajo v reaktorju (pri fisiji elementov, kot so ^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu itd.) oziroma v raznih fuzijskih reakcijah (v DD, DT, DHe plazmi itd.), popisuje Boltzmanova transportna enačba. Enačba 15.1 popisuje statično časovno neodvisno razmerje med nastajanjem in izgubo nevtralnih delcev v ne-pomnoževalnem sredstvu (Garcés, 2013),

$$\begin{aligned} \hat{\Omega} \cdot \nabla \psi(\bar{r}, \hat{\Omega}, E) + \Sigma_t(\bar{r}, E)\psi(\bar{r}, \hat{\Omega}, E) = \\ = \int_0^\infty \int_{4\pi} \Sigma_s(\bar{r}, \hat{\Omega}' \cdot \hat{\Omega}, E' \rightarrow E)\psi(\bar{r}, \hat{\Omega}', E')d\hat{\Omega}'dE' + q(\bar{r}, \hat{\Omega}, E), \end{aligned} \quad (15.1)$$

kjer je \bar{r} prostorski vektor, $\hat{\Omega}$ enotski vektor, ki določa smer gibanja, E energija in ψ kotni fluks, integral katerega po celotne prostorskem kotu 4π je nevtronski fluks. Σ_t je totalni makroskopski presek ter Σ_s makroskopski sipalni presek. Člen q predstavlja izvor delcev. Enačbo 15.1 lahko s transportnim operatorjem

$$\mathbf{L} = \mathbf{H} - \mathbf{S},$$

kjer sta \mathbf{H} in \mathbf{S} zapisana z enačbama

$$\mathbf{H}\psi = \hat{\Omega} \cdot \nabla \psi + \Sigma_t \psi, \quad (15.2)$$

in

$$\mathbf{S}\psi = \int_0^\infty \int_{4\pi} \Sigma_s(\bar{r}, \hat{\Omega}' \cdot \hat{\Omega}, E' \rightarrow E)\psi(\bar{r}, \hat{\Omega}', E')d\hat{\Omega}'dE', \quad (15.3)$$

prepišemo v enačbo

$$\mathbf{L}\psi = q. \quad (15.4)$$

Rešitev enačbe 15.4, ob definiranih robnih pogojih, je kotni fluks, ki ga lahko uporabimo v splošnem za izračun odziva, kjer fluks pomnožimo s poljubno odzivno funkcijo. Transportni operator \mathbf{L} je sebi-neadjungiran. Z enačbo

15.5 definiramo nov adjungirani transportni operator \mathbf{L}^\dagger , ki je adjungiran operatorju \mathbf{L} .

$$\mathbf{L}^\dagger \psi^\dagger = (\mathbf{H}^\dagger - \mathbf{S}^\dagger) \psi^\dagger = q^\dagger, \quad (15.5)$$

S pomočjo adjugiranega transportnega operatorja lahko zapišemo identiteto

$$\langle \psi, q^\dagger \rangle = \langle \psi^\dagger, q \rangle, \quad (15.6)$$

ki nas privede do spoznanja, da je adjungirani fluks ψ^\dagger sorazmeren odzivu detektorja. Adjungiranemu fluksu lahko zaradi tega dejstva pripišemo lastnost *pomembnosti* za odziv detektorja.

Deterministične metode

Reševanje analitičnih enačb 15.4 in 15.5 je nemogoče za primere kompleksnih geometrij in realnih materialnih sestav. Pri determinističnih izračunih enačbe rešujemo numerično pri čemer neodvisne spremenljivke diskretiziramo. Pri metodi S_N , ki je uporabljena v kodi Denovo, je energija diskretizirana v posamične energijske grupe, v večini primerov gre za razdelitev od nekaj 10 grup do nekaj 100. Kotna odvisnost je diskretizirana s približkom diskretnih ordinat, sipalni preseki pa so aproksimirani s pomočjo Legendrovih polinomov. Prostor diskretiziramo s pomočjo metode končnih elementov. Transportno enačbo za fluks 15.4 lahko prepisemo v obliko

$$\mathbf{L}\psi = s, \quad (15.7)$$

kjer faktor s predstavlja vse robne in notranje izvore delcev. Reševanje teh enačb je spominsko zahtevna operacija; zahtevnost je močno odvisna predvsem od natančnosti prostorske ter energijske delitve problema.

Metode Monte Carlo

Pri metodah Monte Carlo za transport nevtronov makroskopske preseke interpretiramo kot verjetnosti za dogodek na enoto dolžine in simuliramo zgodovino posameznih delcev z naključnim vzorčenjem. S simulacijo velikega števila življenj posameznih delcev lahko aproksimiramo povprečne vrednosti želenih veličin. Pri pristopu Monte Carlo nam ni treba direktno obravnavati transportne enačbe (15.1) zato se lahko izognemo diskretizaciji prostora/energije in s tem povezanih napak v simulacijah. Privzeta slabost metod Monte Carlo je njihova statistična narava, saj se k pravi vrednosti približujemo le s korensko odvisnostjo od števila delcev, $\mathcal{O}(1/\sqrt{N})$. Pri problemih, kjer je

detektor na veliki razdalji od izvora nevtronov ali pri problemih s ščitenjem, tako imenovane *analogne* simulacije v končnem računskem času ne dosežejo statistične negotovosti rezultatov, ki bi bila sprejemljiva. Da bi izboljšali statistično negotovost, uporabimo redukcijo variance kjer utežimo vzorčenje ne da bi spremenili fizikalne lastnosti odziva problema.

Splošno cenilko (*angl. tally*) definiramo s pomočjo enačbe

$$\langle T \rangle = \int \int P(\bar{r}, \bar{v}) T(\bar{r}, \bar{v}) d\bar{r} d\bar{v}, \quad (15.8)$$

kjer imata \bar{r} in \bar{v} običajni pomen, $P(\bar{r}, \bar{v})$ je gostota delcev in $T(\bar{r}, \bar{v})$ funkcija cenilke, ki je ne-ničelna le na območju cenilke. Pri redukciji variance želimo povečati vzorčenje delcev, ki dajejo velik T , oziroma velik odziv na cenilki, pri čemer moramo ohranjati gostoto delcev P in s tem $\langle T \rangle$. To dosežemo tako, da delcem pripišemo *uteži*, ki ponazarjajo število fizičnih delcev, ki jih predstavlja simulirani delec. Zgodovine delcev naključnega sprehoda, ki dajo odziv na cenilki so torej učinkovito prednostno vzorčene.

Hibridne kode

Kot smo videli v prejšnjih poglavjih, lahko transport nevtronov simuliramo s pomočjo hitrih, manj točnih determinističnih metod ali z računsko potratnimi, točnimi Monte Carlo metodami. Ideja novih, *hibridnih metod* je združevanje dobrih lastnosti obeh skupin metod preko redukcije variance. Eden od načinov kombiniranja metod Monte Carlo in determinističnih metod je izračunavanje pomembnosti posameznega delca s pomočjo adjungiranega fluksa.

Reakcijsko hitrost, R , za poljubno reakcijo lahko zapišemo kot

$$R = \int_P \left[\frac{\psi^\dagger q P}{\hat{q}(P)} \right] \hat{q}(P) dP, \quad (15.9)$$

kjer je P prostor vseh neodvisnih spremenljivk, ψ^\dagger adjungirani fluks, q gostota izvora, \hat{q} pa gostota izvora s teoretično optimalno gostoto verjetnosti, ki minimizira varianco R , in za katero veljata zvezi $\hat{q}(P) \geq 0$ in $\int_P \hat{q}(P) dP = 1$. \hat{q} lahko zapišemo z

$$\hat{q}(P) = \frac{\psi^\dagger q(P)}{\int_P \psi^\dagger q(P) dP}. \quad (15.10)$$

S pomočjo teže delcev zadostimo pogoju, da se gostota delcev ohranja pri prehodu iz $q(P)$ v $\hat{q}(P)$. Identiteto zapišemo z enačbo

$$w(P) \hat{q}(P) = w_0 q(P) \quad (15.11)$$

in preko nje izpeljemo utež posameznega delca $w(P)$ kot

$$w(P) = \frac{\int_P \psi^\dagger q(p) dP}{\psi^\dagger(P)} = \frac{R}{\psi^\dagger(P)}. \quad (15.12)$$

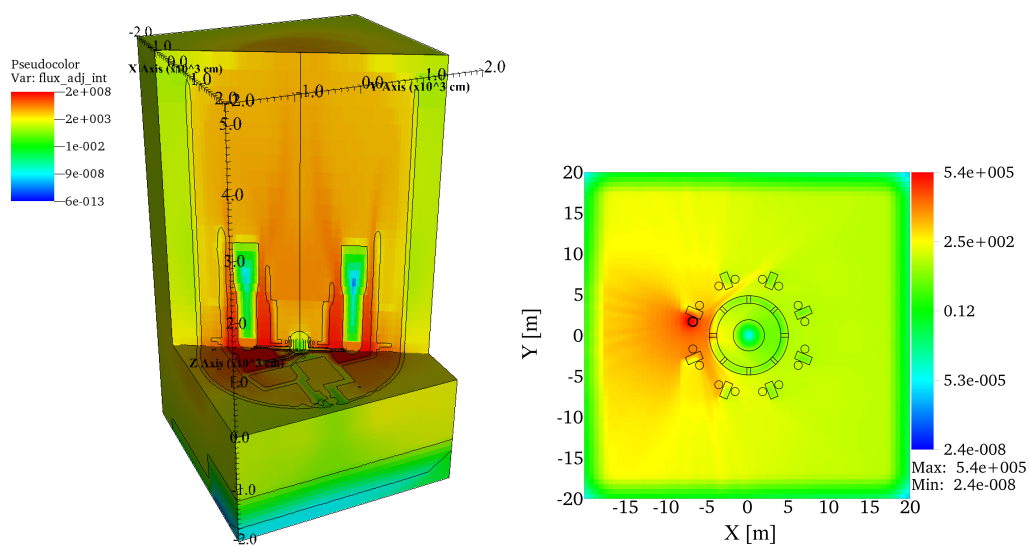
Ker bi bil izračun adjungiranega fluksa časovno enako zahteven, kot izračun fluksa z metodami Monte Carlo, naredimo nezahteven izračun na grobi prostorski mreži z determinističnimi metodami in rešitve uporabimo za tvorbo utežnih oken, ki jih nato uporablja koda Monte Carlo. To je le eden od načinov združevanja determinističnih izračunov in izračunov Monte Carlo. V prihodnosti načrtujemo razvoj novih metod.

Uporaba hibridnih kod

Hibridna koda ADVANTG (Mosher in sod., 2015) na podlagi fluksa in adjungiranega fluksa, izračunanega z deterministično kodo Denovo (metoda S_N ; Evans in sod., 2010), preko metode FW-CADIS tvori prostorsko in energijsko odvisna utežna okna. Format datoteke z utežnimi okni je primeren za stohastično kodo MCNP5 (X-5 Monte Carlo Team, 2003). Hibridna koda ADVANTG je že bila uspešno uporabljena za pospeševanje analognih izračunov Monte Carlo na modelu tipične tlačnovodne jedrske elektrarne in največjega delujočega tokamaka na svetu, JET. Na sliki 15.1 je na levi prikazan adjungirani fluks v tipični tlačnovodni jedrski elektrarni s cenilkama v prvem in drugem predelku ter na desni adjungirani fluks v JET-u, izračunan za cenilko, označeno z odebeljeno krožnico. Hibridno kodo ADVANTG bomo v prihodnosti testirali na raznih referenčnih eksperimentih (*angl.* benchmark), predvsem za potrebe pospeševanja problemov z visoko atenuacijo nevtronov.

Literatura

- 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.
- Garcés, M.P. (2013). *Activation Neutronics for the Swiss Nuclear Power Plants*. ETH-Zürich.
- 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.



Slika 15.1: Adjungirana fluksa, izračunana za cenilki v prvem in drugem predelku tipične tlačnovodne jedrske elektrarne (na levi) in za cenilko označeno z odebeljeno krožnico na mestu ene izmed fisijskih celic v tokamaku JET (na desni).

Simulacija metode vstavitve kontrolne palice s programom SKETCH-N

...

Vid Merljak

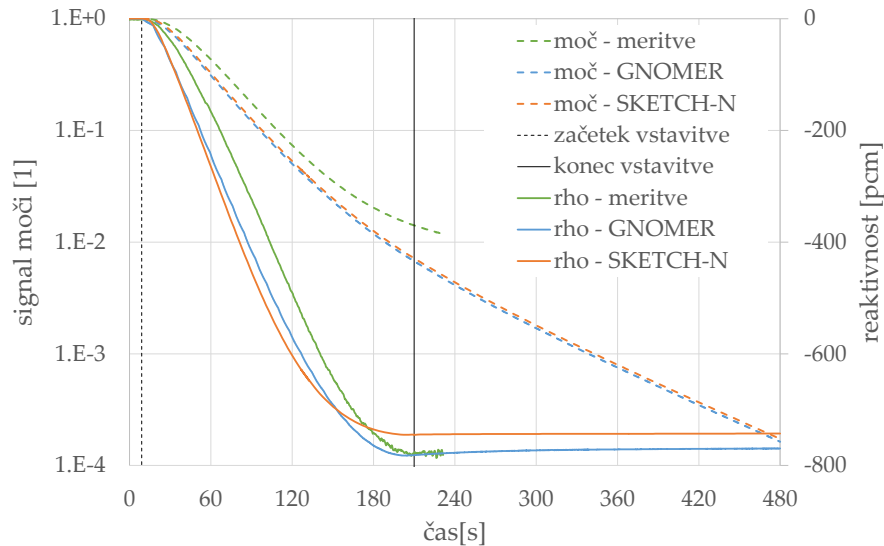
SKETCH-N je determinističen program za reaktorske preračune, osnovan na difuzijski enačbi za nevtrone (Zimin, 2002). Med njegovimi zanimivejšimi lastnostmi lahko naštejemo zmožnost povezovanja s programi za izračun termohidravlike jedrskih reaktorjev ter svobodo do izbire med različnimi načini reševanja difuzijske enačbe in/ali med načini reševanja reaktorske kinetike.

V konferenčnem prispevku predstavim osnovne lastnosti, posebnosti in omejitve programa SKETCH-N. Da bi podal konkreten primer njegove uporabe, se omejim na simulacijo metode vstavitve kontrolnega svežnja v Nuklearni elektrarni Krško (NEK). S tem se namreč odpira možnost preveritve in potrditve simulacije metode vstavitve z našim lastnim programom GNOMER (Trkov in sod., 1990; Trkov in Merljak, 2015), kateremu sem zmožnost kinetične simulacije dodal nedavno.

Slika 16.1 prikazuje časovni potek reaktivnosti, kot je bil izračunan iz meritev ter ob simulaciji: tako s programom SKETCH-N, kot s programom GNOMER. Opazna je kvalitativna razlika med potekom reaktivnosti iz obeh simulacij, ki pa jo znamo razložiti. Namreč, med programoma je pomembna razlika v tem, kako izvajata vstavljanje kontrolnega svežnja, oziroma popraviljanje jedrskih presekov v sredici reaktorja. Medtem ko SKETCH-N *pomika preseke* vedno globlje v sredico, jih GNOMER zgolj *prelepi prek* obstoječih presekov od goriva (glej sliko 16.2). Mejna primera, ko je kontrolni sveženj popolnoma vstavljen ali popolnoma izvlečen, sta načeloma ekvivalentna, vmesne stopnje pa ne.

Opozoriti velja, da na splošno ne moremo določiti, kateri pristop je pravilnejši, saj je vsak primeren za koncept načrtovanja sredice reaktorja, ki mu pripada – npr. GNOMER za CORD-2 (Ravnik in sod., 2008; Kromar in Trkov, 2009). Za konkreten primer to lahko storimo: za NEK je pravilen pristop programa GNOMER. V kolikor pa je reaktorska sredica aksialno homogena (in za prvi cikel NEK to drži), sta pristopa ekvivalentna. Tako rekoč glavni rezultat te primerjave je torej potreba po simulaciji metode vstavitve kon-

trolne palice na primeru zagonskih testov prvega obratovalnega cikla NEK. Le taka simulacija bo lahko služila nadaljnji verifikaciji kinetičnih modulov programa GNOMER.



Slika 16.1: Primerjava časovne odvisnosti reaktivnosti med meritvijo in simulacijama s programoma SKETCH-N in GNOMER. S črtkano črto so izrisani tudi povprečna signala moči iz simulacij in na detektorju izmerjeni signal moči.

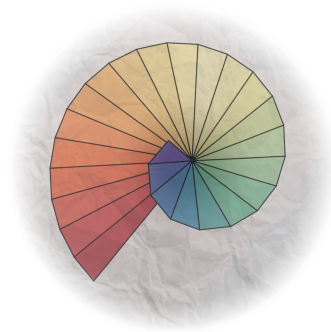
pozicija KP velja za	ARO ARI		D3		D8	
	SKETCH-N in GNOMER		SKETCH-N	GNOMER	SKETCH-N	GNOMER
oznaka materiala v sredici reaktorja	1	11	18	11	13	11
	2	12	19	12	14	12
	3	13	20	13	15	13
	4	14	4	4	16	14
	5	15	5	5	17	15
	6	16	6	6	18	16
	7	17	7	7	19	17
	8	18	8	8	20	18
	9	19	9	9	9	9
	10	20	10	10	10	10

Slika 16.2: Spreminjanje presekov ob vstavljanju kontrolnega svežnja: primerjava med programoma SKETCH-N in GNOMER. Materiali 1–10 predstavljajo gorivo, 11–20 pa pomenijo prisotnost kontrolnega svežnja.

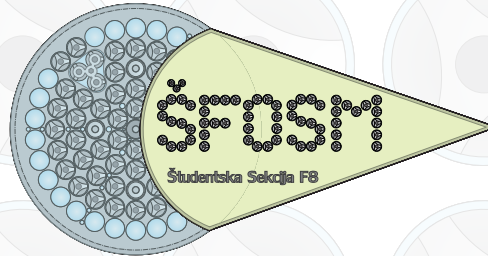
Literatura

- Kromar, Marjan in Andrej Trkov (2009). »Nuclear Design Calculations of the NPP Krško core«. V: *Journal of Energy Technology* 2.4, str. 41–50.
- Ravnik, Matjaž, Andrej Trkov in sod. (2008). *CORD-2 Core Design System for PWR Type Reactors*. Teh. poročilo IJS-DP-9701. Ver. 2. Jožef Stefan Institute.
- 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, Mitja Najžer in Leopold Škerget (1990). »A Variant of the Green's Function Method for Neutron Diffusion«. V: *Journal of Nuclear Science and Technology* 27.8, str. 766–777.
- Zimin, Vyacheslav G. (2002). *SKETCH-N: A nodal neutron diffusion code for solving steady-state and kinetic problems, (vol. I. Model description)*. Teh. poročilo. JAERI.

VI. del: Dodatek



Vabilo na konferenco



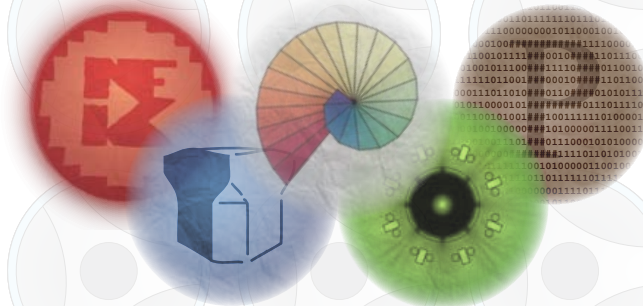
ŠFOSM, ŠTUDENTSKA SEKCIJA ODSEKA F8,

VABI

NA 3. KONFERENCO MLADIH

Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO – F8.

Konferenca bo potekala **v ponedeljek, 29. februarja 2016,**
v predavalnici nove stavbe Odseka za znanosti o okolju (O2)
na Reaktorskem centru Podgorica, **s pričetkom ob 9:00.**



Na konferenci bo v obliki 10-minutnih predavanj
svoje aktualne delovne projekte in načrte za delo v prihodnje
predstavilo 15 študentov, raziskovalcev in mladih raziskovalcev.

Med predstavitvami bo čas za druženje
ob piškotih, kokicah in pijači.

VLJUDNO VABLJENI!
ŠFOSM.

Organizacijski in programski odbor:
Žiga ŠTANCAR, Vid MERLJAK (oba tel. 5246),
Aljaž ČUFAR in Jure BERIČIČ (oba tel. 5239).

Program konference

PROGRAM 3. KONFERENCE MLADIH Z ODSEKA ZA REAKTORSKO FIZIKO (F8). REAKTORSKI CENTER PODGORICA, 29. FEBRUAR 2016.

UVOD

- 8:45 – 9:00 zbor udeležencev
- 9:00 – 9:10 uvodni pozdrav
- 9:10 – 9:35 Jedrske reakcije za meritve specifičnih področij nevtronskega spektra – **Vladimir RADULOVIĆ** (vabljeni predavanji)

TRIGA moderator Žiga Štancar

- 9:35 – 9:50 Analiza spreminjanja nevtronskega fluksa in fisiske hitrosti s fisiskimi celicami v reaktorju TRIGA – **Tanja KAIBA**
- 9:50 – 10:05 Zgorelost elementov v reaktorju TRIGA – **Anže PUNGERČIČ**
- 10:05 – 10:20 Simulacija dinamike reaktorja TRIGA v okolju Unreal Engine 4 – **Jan MALEC**
- 10:20 – 10:30 odmor
- 10:30 – 10:45 Uporaba in karakterizacija RadFET-ov kot dozimetrov – **Klemen AMBROŽIČ**
- 10:45 – 11:00 Posodobitev standardne pnevmatske pošte na reaktorju TRIGA – **Sebastijan RUPNIK**

V VZPONU moderator Vid Merljak

- 11:00 – 11:15 Karakterizacija DT generatorja nevtronov – **Aljaž ČUFAR**
- 11:15 – 11:30 Validation of MCNP6 Model of The JRTR for Calculations of Neutronics Parameters – **Mustafa K. JARADAT** (prispevek v angleščini)
- 11:30 – 12:50 odmor za kosilo

PODATKI moderator Aljaž Čufar

- 12:50 – 13:05 Izvori jedrskih podatkov za knjižnice JEFF-3.2, JENDL-4.0u2 in ENDF-B/VII.1 – **Andrej BREŠAN**
- 13:05 – 13:20 Korelacije in naključno vzorčenje jedrskih podatkov – **Lucijan PLEVNİK**
- 13:20 – 13:35 Določanje kotnega fluksa nevtronov s programom MCNP – **Jure BERIČIČ**
- 13:35 – 13:50 Radiomska analiza ^{18}F -FDG PET/CT odziva na radioterapijo in kemoterapijo pri pacientih s pljučnim rakom – **Damijan VALENTINUZZI**
- 13:50 – 14:00 odmor

NEK moderator Jure Beričič

- 14:00 – 14:15 Modeliranje sredice NEK – **Žiga ŠTANCAR**
- 14:15 – 14:30 MCNP model uparjalnika iz Nuklearne elektrarne Krško – **Andrej ŽOHAR**
- 14:30 – 14:45 Hibridne kode za transport delcev – **Bor KOS**
- 14:45 – 15:00 Simulacija metode vstavitve kontrolne palice s programom SKETCH-N – **Vid MERLJAK**
- 15:00 – 15:10 zaključna diskusija, vprašanja, predlogi, ...

Udeleženci konference

Odsek za reaktorsko fiziko (IJS, F8)

Klemen Ambrožič
Jure Beričič
Andrej Brešan
Aljaž Čufar
Dušan Čalić
Tanja Kaiba
Ivo Kodeli
Bor Kos
Domen Kotnik
Marjan Kromar
Igor Lengar
Dijana Makivić
Jan Malec
Vid Merljak
Lucijan Plevnik
Anže Pungerčič
Vladimir Radulović
Luka Snoj
Žiga Štancar
Damijan Valentinuzzi
Bojan Žefran
Andrej Žohar

Jordan Atomic Energy Commission (JAEC)

Mustafa K. Jaradat

Reaktorski infrastrukturni center (IJS, RIC)

Anže Jazbec
Sebastjan Rupnik

Odsek za reaktorsko tehniko (IJS, R4)

Romain Henry
Tadej Holler
Matic Kunšek
Iztok Tiselj

Odsek za znanosti o okolju (IJS, O2)

Lojze Gačnik

ZEL-EN

Jure Jazbinšek
Tadeja Polach

Uprava Republike Slovenije za jedrsko varnost (URSJV)

Andreja Peršič

Seznam avtorjev

AMBROŽIČ, Klemen, 17
BERIČIČ, Jure, 45
BREŠAN, Andrej, 35
ČUFAR, Aljaž, 27
JARADAT, Mustafa K., 31
KAIBA, Tanja, 9
KOS, Bor, 59
MALEC, Jan, 15

MERLJAK, Vid, 65
PLEVNIK, Lucijan, 39
PUNGERČIČ, Anže, 13
RADULVIĆ, Vladimir, 3
RUPNIK, Sebastjan, 23
ŠTANCAR, Žiga, 53
VALENTINUZZI, Damijan, 49
ŽOHAR, Andrej, 55