

SLOVENSKÁ TECHNICKÁ UNIVERZITA V BRATISLAVE FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A INFORMATIKY

Ing. Branislav Vrban

Autoreferát dizertačnej práce

POKROČILÉ REAKTORY NA RÝCHLYCH NEUTRÓNOCH

Evidenčné číslo: FEI-10834-29008

na získanie akademického titulu philosophiae doctor, PhD.

v doktorandskom študijnom odbore / programe: 5.2.31 Jadrová energetika

Miesto a dátum: Bratislava december 2014

Dizertačná práca bola vypracovaná v dennej forme doktorandského štúdia.

Na	Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva Fakulty elektrotechniky a informatiky Slovenskej technickej univerzity Bratislave.				
Predkladateľ:	Ing. Branislav Vrban Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU BA Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava				
Školiteľ:	doc. Ing. Ján Haščík, PhD. Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU BA Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava				
Oponenti:	doc. Ing. Ľubomír Sklenka, PhD. Katedra jaderných reaktor ů, FJFI, ČVUT, Praha V Holešovičkách 2, 180 00 Praha, ČR				
	Ing. Radim Vočka, PhD. Centrum výskumu Řež s.r.o. Hlavní 130, 250 68 Husinec – Řež, ČR				

Autoreferát bol rozoslaný:

Obhajoba dizertačnej práce sa koná:	o h,
na Fakulte elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave, Ilkovičova 3,	

Prof. RNDr. Gabriel Juhás, PhD.

dekan fakulty Slovenská technická univerzita v Bratislave Fakulta elektrotechniky a informatiky

Obsah

Úvod	4
Ciele dizertačnej práce	5
1. Vyšetrenie vplyvu systému odstránenia časti reflektora aktívnej zóny na neutrónov v AZ	priestorovú bilanciu 6
1.1 Súčasný stav	6
1.2 Vplyv regulačných tyčí a odstránenia časti reflektora v GFR 2400	7
2. Transmutácia MA v rýchlom spektre neutrónov	9
2.1 Súčasný stav	9
2.2 Transmutácia MA v blanketnej zóne z ochudobneného UO ₂ v sodíkom reaktore	chladenom rýchlom 10
3. Výpočet vyšších harmonických vlastných hodnôt a vektorov systému	12
3.1 Súčasný stav	12
3.2 Modifikácia výpočtového kódu DIF3D 10.0	12
4. Štandardná teória úpravy účinných prierezov	15
4.1 Súčasný stav	15
4.2 Demonštrácia metódy na dizajne sodíkom chladeného rýchleho reaktora	16
Záver	20
Publikačná činnosť	23
Summary	29

Zoznam skratiek

AZ	aktívna zóna
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CSD	regulačné kazety reaktora GFR 2400
DSD	bezpečnostné kazety reaktora GFR 2400
EVS	metóda separácie vlastných hodnôt
GFR	Gas cooled fast reactor
KALIMER	Kórejský pokročilý rýchly reaktor chladený tekutým kovom
LMV	lokálne multiplikačné vlastnosti
MA	minoritné aktinoidy
MAAE	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu
MT-X	označenie jadrovej reakcie X podľa formátu ENDF
MWd/kg	miera získanej energie z jednotkového množstva paliva
pcm	jednotka reaktivity (absolútna hodnota reaktivity x E5)
PGSFR	prototyp kórejského sodíkom chladeného reaktora IV. generácie
$PM \lambda_I$	mocninová metóda použitá pre výpočet fundamentálnej vlastnej hodnoty
PMCD λ_2	<i>PMD</i> λ_2 s aplikáciou Chebyshevovej akcelerácie
$PMD \lambda_2$	výpočet druhej vlastnej hodnoty pomocou metódy dekontaminácie
SFR	sodíkom chladený rýchly reaktor
ŠTUUP	Štandardná teória úpravy účinných prierezov
β_{eff}	efektívny podiel oneskorených neutrónov
σ_{XS}	neistota parametra indukovaná neistotami jadrových dát
$ au_{\phi'}$	zmena hustoty toku neutrónov
ϵ_1	veľkosť separácie prvých dvoch vlastných hodnôt systému
ck	korelačný faktor v prostredí ŠTUUP
k _{eff}	efektívny multiplikačný koeficient násobenia
M^2	migračná plocha neutrónu
Т	matica jadrových dát
U	kovariančná matica jadrových dát
ÚJFI	Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva
V_e	variancia pochádzajúca z experimentálneho merania
V_m	variancia z metodiky výpočtu
R	matica odoziev systému
δA	malá lineárna zmena operátora A
λ	vlastné hodnoty operátora
ρ	reaktivita sústavy
φ alebo ψ	hustota toku neutrónov

Úvod

Už v roku 1945 Enrico Fermi povedal: "Krajina, ktorá ako prvá vyvinie rýchly reaktor, bude mať významnú konkurenčnú výhodu na poli jadrovej energetiky [1]." Hlavná výhoda rýchlych reaktorov spočíva v možnosti transmutácie minoritných aktinoidov (MA) z dôvodu výhodnejšieho pomeru mikroskopických účinných prierezov radiačného záchytu a štiepenia vedúceho k minimalizácii množstva vysoko rizikového aktívneho jadrového odpadu. Ďalším pozitívnym prejavom zníženia rádiotoxicity paliva je aj skrátenie času potrebného na dosiahnutie akceptovateľnej miery tepelného výkonu pre dlhodobé uloženie. V neposlednom rade je v rýchlych reaktoroch možné zvýšiť energetické využitie uránovej rudy viac ako 60-násobne oproti klasickým tlakovodným konceptom, a to procesom záchytu neutrónu na množivých izotopoch s následnou produkciou nového štiepneho materiálu.

V dizertačnej práci sú skúmané práve spomenuté hlavné výhody reaktorov pracujúcich v rýchlom spektre neutrónov. Neprítomnosť moderátora v rýchlych systémoch, implikujúca pomerne veľkú migračnú dĺžku neutrónov v AZ, môže byť efektívne využitá pri regulácii reaktivity sústavy pomocou odstránenia časti reflektora v neštandardnej situácii. Tento princíp bol overený konkrétnou analýzou modelu reaktora GFR 2400. V ďalšej časti práce bol optimalizovaný proces transmutácie MA v radiálnom blankete sodíkom chladeného rýchleho reaktora pozostávajúceho z oxidu ochudobneného uránu pomocou lokálneho posuvu spektra neutrónov do oblasti nižších energií.

Tento posuv bol docielený pomocou použitia vhodného materiálu, ktorý lokálne zmäkčuje spektrum neutrónov a v práci ho ďalej nazývame moderačný materiál. Výpočet vyšších harmonických funkcií je významným problémom z hľadiska hodnotenia stability AZ a má priamy súvis s rozšírením výpočtového neutronického aparátu ÚJFI STU BA. Samostatná časť práce sa zaoberá metodikou výpočtu vyšších harmonických funkcií a úpravou už jestvujúceho kódu DIF3D. Nosná časť práce je venovaná vplyvu neistôt jadrových dát na vypočítaný integrálny parameter a štandardnej teórii úpravy účinných prierezov na základe experimentálnych dát. V tejto časti práce sa venujeme zdrojom a štruktúre kovariančných dát účinných prierezov, odvodeniu teoretických súvislostí, vývoju adekvátneho softvéru a prvému demonštračnému výpočtu na dizajne kórejského sodíkového reaktora.

Ciele dizertačnej práce

Hlavným cieľom dizertačnej práce je metodické vytvorenie komplexného aparátu pre analýzu neutronických vlastností aktívnej zóny rýchleho reaktora, s možným použitím aj pre výpočty v tepelnom spektre neutrónov. Daný aparát je aplikovateľný pri riešení konkrétnych úloh s uvážením zmeny izotopického zloženia paliva v procese vyhárania, polohy regulačných tyčí a zmeny materiálových parametrov. Výpočty a metodika simulácie sú orientované na možnosť použitia daných výsledkov pri návrhu demonštračnej jednotky rýchleho plynom chladeného reaktora ALLEGRO. Ciele sú zhrnuté do nasledujúcich bodov:

- 1. Sprevádzkovanie a vytvorenie metodického komplexného aparátu pre analýzu neutronických vlastností aktívnej zóny rýchleho reaktora.
- Validácia spôsobu prípravy mikroskopických účinných prierezov pre simulačný kód MCNP pre rýchle spektrum neutrónov.
- 3. Určenie hodnoty systematického biasu pre rýchle spektrum.
- 4. Zostavenie modelu aktívnej zóny rýchleho reaktora, a preskúmanie možnosti transmutácie minoritných aktinoidov v blanketnej zóne z ochudobneného uránu za prítomnosti moderátora.
- 5. Vyšetrenie vplyvu systému odstránenia časti reflektora aktívnej zóny na priestorovú bilanciu neutrónov v AZ.

1. Vyšetrenie vplyvu systému odstránenia časti reflektora aktívnej zóny na priestorovú bilanciu neutrónov v AZ

1.1 Súčasný stav

Možnosť riadenia reaktivity aktívnej zóny (AZ) je jedna z troch základných bezpečnostných funkcií konštrukčného návrhu reaktora vyžadovanej MAAE, uvedenej v príručkách bezpečnostných štandardov (z angl. Safety Standards guiadance) [2]. Táto funkcia vyžaduje schopnosť riadenia kritickosti a výkonu, umožňuje bezpečne odstaviť reaktor a udržať bezpečné podmienky počas podkritickosti vzniknutej po normálnej aj abnormálnej prevádzke reaktora.

Benefit prídavného bezpečnostného systému riadenia reaktivity AZ spočíva v možnosti aditívneho riadenia a regulácie bilancie neutrónov v prípade havarijných stavov reaktora, ako sú napríklad:

- porucha systému pohonu regulačných kaziet z dôvodu poškodenia pokrytia,
- zaseknutie regulačnej kazety z dôvodu nadprojektovej seizmickej udalosti vedúcej ku čiastočnej alebo úplnej zmene geometrie aktívnej zóny,
- vnos veľkej externej kladnej reaktivity do systému.

V rýchlom reaktore na rozdiel od tlakovodného tepelného systému nie je k dispozícií manažment reaktivity pomocou regulácie obsahu kyseliny boritej (H₃BO₃) v chladive AZ, preto je vyšetrovaných mnoho konceptov možnosti zavedenia zápornej reaktivity do systému. Pre tento účel poznáme štyri hlavné prístupy:

- zavedenie absorpčného materiálu do AZ,
- odobratie paliva, prípadne zmena tvaru AZ s následným poklesom reaktivity,
- zväčšenie úniku neutrónov z AZ,
- využitie záporných spätnoväzobných efektov reaktivity.

Jedným z fundamentálnych faktorov ovplyvňujúcich neutrónovú bilanciu AZ je únik neutrónov zo záujmového prostredia. V rýchlych reaktoroch možno kvôli absencii moderátora očakávať všeobecne menšie transportné účinné prierezy ako v tlakovodných reaktoroch, vedúce k väčšej migračnej ploche neutrónu, a tým výraznejšiemu vplyvu úniku neutrónov na bilanciu AZ. Ak zoberieme do úvahy malú veľkosť rozmerov AZ rýchleho reaktora a veľkú migračnú plochu neutrónov v nej, tretí uvedený prístup, konkrétne zväčšenie úniku neutrónov z AZ systémom pohyblivého reflektora, sa javí ako vhodné a perspektívne riešenie, ktoré je praxou odskúšané na mnohých experimentálnych reaktoroch a je plánované aj pre budúce konštrukčné riešenia (napr. vesmírny reaktor NASA [3] a modulárny reaktor Toshiba 4S [4]).

1.2 Vplyv regulačných tyčí a odstránenia časti reflektora v GFR 2400

V tejto analýze bola vyšetrená váha regulačných a bezpečnostných kaziet reaktora GFR 2400, boli ohodnotené lokálne množivé vlastnosti neutrónov v AZ a zároveň bol ohodnotený vplyv odstránenia časti reflektora na reaktivitu sústavy.

Geometrické a materiálové modely prútikového dizajnu AZ reaktora GFR 2400 MW_t sú založené na dizajne pôvodne vyvinutom v CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) [5]. Prijatý systém označenia a popis častí AZ v radiálnom aj axiálnom smere poskytuje Obr. 1.



a) systém značenia regulačných a bezpečnostných kaziet



Obr. 1: Model AZ reaktora GFR 2400

Na základe informácií z produkčnej matice štiepení, generovanej systémom SCALE. boli ohodnotené lokálne multiplikačné vlastnosti (LMV) špecifického modelovaného regiónu [6]. Výsledky KENO-VI a MCNP5 výpočtov vnosu reaktivity do AZ v závislosti od zvolenej konfigurácie regulačných a bezpečnostných kaziet uvádza Tab. 1. Z výsledkov vyplýva prítomnosť výraznej vzájomnej interferencie jednotlivých skupín aj samostatných kaziet.

V prípade úplného zasunutia kaziet do AZ boli na základe LMV identifikované horúce oblasti – oblasti s rádovo vyššou hustotou toku neutrónov a zvýšenými multiplikačnými vlastnosťami. V prípade zlyhania zasunutia vnútorného kruhu CSD kaziet je bezpečná podkritickosť dosiahnuteľná samostatným použitím regulačných, prípadne bezpečnostných kaziet. Vonkajší kruh kaziet je schopný vniesť dostatok zápornej reaktivity pre dosiahnutie podkritickosti reaktora. Sumárny vnos zápornej reaktivity všetkých dostupných kaziet dosiahol hodnotu 32 βeff , čo je hodnota porovnateľná s vnosom regulačných kaziet v tlakovodných systémoch.

vyšetrovaná	KENO-VI - [†] CE/MG			MCNP5 - [†] CE				
konfigurácia	h [cm]	$*k_{eff}$	ρ [pcm]	**Δρ [pcm]	$*k_{eff}$	ρ [pcm]	**Δρ [pcm]	$\rho_{\rm K}$ - $\rho_{\rm M}$ [pcm]
všetky HP CE	165	1,019072	1871,5	0,00	1,01865	1830,85	0,00	40,65
všetky HP MG	165	1,021535	2108,10	0,00	-	-	-	328,97
všetky DP	0	0,903204	-10716,95	-12825,1	0,90477	-10525,33	-12356,18	-191,63
CSD 2	0	1,018239	1791,23	-316,87	1,01557	1533,13	-297,73	258,10
CSD 3	0	1,018297	1796,82	-311,28	1,01561	1537,01	-293,85	259,82
CSD 10	0	1,018833	1848,49	-259,62	1,01601	1575,77	-255,08	272,72
CSD 11	0	1,018793	1844,63	-263,47	1,01597	1571,90	-258,96	272,74
CSD 1-6	0	1,005614	558,36	-1549,84	1,00362	360,69	-1470,16	197,57
CSD 7-18	0	0,9746	-2606,19	-4714,3	0,97275	-2801,34	-4632,19	195,14
všetky CSD	0	0,941939	-6163,98	-8182,09	0,94176	-6184,17	-8015,02	20,18
DSD 0	0	1,018153	1782,93	-325,168	1,01558	1534,10	-296,76	248,84
DSD 4	0	1,018312	1798,27	-309,832	1,01563	1538,95	-291,91	259,32
DSD 5	0	1,018220	1789,39	-318,705	1,01549	1525,37	-305,48	264,03
DSD 1-12	0	0,977587	-2292,68	-4400,79	0,97685	-2369,86	-4200,72	77,18
všetky DSD	0	0,976110	-2447,5	-4555,57	0,97529	-2533,61	-4364,46	86,14

Tab. 1: Výsledky vnosu reaktivity do AZ v závislosti od zvolenej konfigurácie

* σ_{keff} dosahovala 0,00006 pre KENO VI a 0,00004 pre MCNP5. [†]CE – použité spojité knižnice jadrových dát ** interval smerodajnej odchýlky $\sigma_{\Delta\rho}$ dosahoval 5 až 9 pcm [†]MG – viacskupinová metóda výpočtu

V ďalšej časti analýzy bola ocenená zmena reaktivity sústavy v prípade odstránenia celého prvého radu reflektorových kaziet a odstránenia šiestich skupín obsahujúcich šesť kaziet reflektora symetricky umiestnených okolo palivovej časti (pozície Obr. 1a): 4-9;19-24;34-39;49-54;64-69;79-84). Zvolené konfigurácie boli vybrané na základe výpočtov parametra LMV a integrálnych charakteristík reflektorových kaziet. Vplyv odstránenia šiestich skupín (36 kaziet) na reaktivitu sústavy v prípade vysunutia kaziet do HP dosiahol v SCALE MG výpočte -466,5 pcm, čo v priemere na jednu kazetu činí 12,96 pcm. V prípade odstránenia prvého radu reflektorových kaziet (90 kaziet) na reaktivitu sústavy dosiahol vnos reaktivity -1100,75 pcm, čo v priemere na jednu použitú kazetu činí 12,23 pcm. V analýze bola navyše potvrdená teoretická možnosť minimalizácie horúcich oblastí zavedením tzv. čierneho absorbátora. Použitie reálneho absorbátora je však otázne, preto bola záverom navrhnutá idea lokálnej zmeny neutrónového spektra pridaním moderačného materiálu do regulačných kaziet.

Výsledky analýzy a identifikácia tzv. horúcich oblastí naznačuje potrebu zváženia modifikácie dizajnu AZ reaktora GFR 2400 a ukazuje na možnosť použitia systému odstránenia reflektora na riadenie reaktivity reaktora v neštandardných situáciách.

Je nutné podotknúť, že CSD a DSD kazety boli v analýze modelované homogénne bez uváženia konkrétneho heterogénneho dizajnu. Na základe už vykonaných analýz na príbuzných reaktorových konceptoch a z fundamentálnej teórie jadrových reaktorov vyplýva, že použitie heterogénneho dizajnu regulačnej a bezpečnostnej kazety bude mať za následok zníženie jej účinnosti s následným znížením možnosti ovplyvnenia neutronicky nedostatočne previazaných zón v AZ.

2. Transmutácia MA v rýchlom spektre neutrónov

2.1 Súčasný stav

Väčšina hmotnostného obsahu ožiareného paliva z komerčných tlakovodných systémov pozostáva z izotopov uránu a krátko žijúcich štiepnych produktov, ktoré z dlhodobého hľadiska nepredstavujú radiačné riziko. Dlho žijúce štiepne produkty (^{135,137}Cs, ⁹⁰Sr, ^{97,98,99}Tc a ¹²⁹I) tvoria len približne 0,4% hmotnosti ožiareného paliva a je pre ne nutné zabezpečiť uskladnenie a dohľad na dobu nutnú k dosiahnutiu dovolených hodnôt aktivity pre ich uvoľnenia do životného prostredia [7]. Približne 1% ožiareného jadrového paliva tvoria izotopy plutónia a MA, ktoré sú z hľadiska ekológie významné kvôli výraznej dlhotrvajúcej rádiotoxicite a produkcii zvyškového tepla.

Minimalizáciu množstva a rádiotoxicity ožiareného paliva možno dosiahnuť využitím potenciálu rýchlych reaktorov pre znovuvyužitie už ožiareného paliva z tepelných reaktorov so súbežnou transmutáciou nahromadených MA. Výskum v tejto oblasti patrí medzi celospoločenské priority a je od roku 1980 zastrešovaný MAAE [7]. Pre ilustráciu recyklácia a spracovanie aktinoidov patrí medzi významne podporované výskumné smery v Európskom spoločenstve pre atómovú energiu (Euratom) v piatom (1998-2002), šiestom (2002-2006), a už taktiež ukončenom siedmom (2007-2011) rámcovom programe.

Transurány tvoria v dlhodobom horizonte, primárny zdroj rádiotoxicity a produkovaného tepla ako demonštruje Obr. 2.



Obr. 2: Produkcia zvyškového tepla paliva ľahkovodného reaktora po dosiahnutí vyhorenia 56 MWd/kg [7]

Znížením koncentrácie MA v ožiarenom palive môžeme výrazne znížiť produkciu zvyškového tepla, čím skrátime potrebnú dobu skladovania, a tým zvýšime využiteľnosť skladovacích kapacít.

2.2 Transmutácia MA v blanketnej zóne z ochudobneného UO₂ v sodíkom chladenom rýchlom reaktore

V tejto časti práce uvádzame výsledky analýzy transmutácie MA v blanketnej zóne sodíkového reaktora pozostávajúcej z ochudobneného UO₂. Medzi hlavné výhody tohto konceptu patrí minimálny vplyv na plánovanie palivovej zavážky, malý vplyv na spätnoväzobné koeficienty reaktivity a viac degradovaná kvalita plutónia, ako je to v tradičných UO₂ konceptoch. Všetky výpočty boli uskutočnené pomocou kódu ERANOS 2.2 s knižnicami JEFF 3.0. Ako model aktívnej zóny bol použitý francúzsky koncept sodíkom chladeného rýchleho reaktora V2B SFR 3600 MW_{th} [8] s radiálnym blanketom z ochudobneného uránu. Schematický model aktívnej zóny prezentuje Obr. 3.



a) RZ model reaktora v axiálnom smere

b) radiálny rez stredom palivovej časti

Obr. 3: Schematický model AZ zóny V2B SFR 3600 MW_{th}

Technologické nároky výroby a spracovávania transmutačných kaziet umožňujú len 20%-tný hmotnostný obsah oxidov MA. Dĺžka pobytu MA v blanketnej zóne dosahuje dvojnásobok intervalu pobytu paliva pri dodržaní akceptovateľných hodnôt radiačného poškodenia. V prvom skúmanom referenčnom scenári pozostával vektor MA z izotopov s hmotnostným zastúpením (²³⁷Np 16,87%, ²⁴¹Am 60,62%, ^{242m}Am 0,24%, ²⁴³Am 15,70%, ²⁴⁴Cm 5,14%, ²⁴⁵Cm 1,26%, ²⁴⁶Cm 0,08%), ktoré budú dostupné vo Francúzsku v roku 2035 [9]. Zmena spektra neutrónov v oblasti kaziet s MA môže výrazne ovplyvniť proces transmutácie.

V analýze sme vyšetrili použitie moderačných materiálov BeO, MgO, Li₂O, SiC a ZrH₂. Bolo sledovaných množstvo parametrov, ako napríklad pomer počtu radiačných záchytov a počtu štiepení (c/f) na konci ekvivalentnej kampane, transmutačná schopnosť, čas dosiahnutia špecifických tepelných výkonov palivovej kazety po ukončení ožarovania, radiačné poškodenie kazety, produkcia hélia, nárast koncentrácie izotopu ²⁵²Cf, celkový neutrónový zdroj v čase a izotopické zloženie Pu v transmutačnej

kazete po 2 kampaniach. Najvyšší pomer c/f nastáva v prípade použitia ZrH₂, kde možno očakávať výraznú produkciu vyšších aktinoidov a väčšiu produkciu zvyškového tepla. Najnižšie hodnoty z vyšetrovaných materiálov sú podľa Obr. 4 dosiahnuté v prípade Li₂O a MgO.



Integrálny pomer c/f na konci EK pre prvý scenár

Obr. 4: Integrálny pomer c/f na konci EK pre prvý scenár

Najväčšia zmena koncentrácie MA a výrazná produkcia Cm nastáva v prípade použitia ZrH₂. Dobré výsledky transmutačnej schopnosti (Obr. 5) sú zaznamenané aj pre BeO a MgO.



Obr. 5: Transmutačná schopnosť pre elementy Am, Cm a Np v prvom scenári

Z vykonanej analýzy možno konštatovať opodstatnenie zavedenia moderačných materiálov do transmutačnej kazety v radiálnom blankete za účelom optimalizácie transmutačnej schopnosti. Pomocou zavedenia moderátora vieme zvýšiť produkciu ²⁴²Cm z ²⁴¹Am, čo následným α rozpadom s dobou polpremeny T_{1/2}=164 dní vedie k produkcii ²³⁸Pu a degradácii kvality a možnosti zneužitia vektoru plutónia. Najlepším kandidátom zo skúmaných moderátorov sa javí použitie MgO vzhľadom na zvýšenú transmutačnú schopnosť, akceptovateľnú produkciu hélia a zvyškového tepla. V prípade použitia ZrH₂ sa stretávame s prezenciou vodíka a možnosťou jeho uvoľnenia pri disociácii molekuly s vysokou mierou produkcie hélia a zvyškového tepla.

3. Výpočet vyšších harmonických vlastných hodnôt a vektorov systému

3.1 Súčasný stav

Vzhľadom na veľkosť AZ dnešných energetických reaktorov tieto systémy môžu trpieť problémom nestability, čo vyžaduje špecializovaný systém regulácie aktívnej zóny. Tvorba nepreviazaných (oddelených) neutronických oblastí sa na základe publikácií považuje za hlavný zdroj nestability aktívnej zóny [10]. Bežne zaužívanou praxou pri hodnotení systémov z hľadiska stability je prístup hodnotenia charakteristického rozmeru reaktora pomocou parametra migračnej plochy (M^2). Špecifickejší prístup predstavuje metóda separácie vlastných hodnôt (EVS) [11]. V tejto metóde je potrebné vypočítať vyššie harmonické funkcie hustoty toku neutrónov z difúznej rovnice a vzápätí ohodnotiť ich relatívny vplyv na zmenu tejto hustoty v dôsledku zavedenej poruchy.

V prípade zanesenia asymetrickej poruchy do reaktora táto porucha spôsobí zmenu distribúcie hustoty toku neutrónov. Druhú harmonickú hodnotu reaktivity možno podľa [12] zapísať v tvare:

$$\rho_2 = \frac{\langle \psi_2^{\dagger}, \left(\frac{\delta B}{\lambda_1} - \delta A\right) \psi_1 \rangle}{\langle \psi_2^{\dagger}, B \psi_2 \rangle},\tag{1}$$

kde δA a δB reprezentujú indukované zmeny v deštrukčnom a produkčnom operátore, ψ_2 a ψ_2^{\dagger} sú druhé harmonické a adjungované vlastné funkcie a λ_1 je fundamentálna vlastná hodnota. Vzniknutá zmena hustoty toku neutrónov ($\tau_{\phi'}$) vzhľadom na vnesenú druhú harmonickú hodnotu reaktivity ρ_2 je podľa [11], [13] a [14] aproximovaná vzťahom:

$$\tau_{\phi'} \cong \frac{\rho_2}{\epsilon_1} \,. \tag{2}$$

Možno konštatovať, že v zóne s veľkým charakteristickým rozmerom nastane väčšia zmena hustoty toku neutrónov od jej vyšších harmonických v dôsledku zavedenia asymetrickej poruchy ρ_2 .

Vyššie zmienené skutočnosti demonštrujú potrebu poznania vyšších harmonických párov a ich optimalizácie pri návrhu nového, prípade úprave stávajúceho dizajnu aktívnej zóny. V našej práci sa zameriavame na možnosť výpočtu týchto vyšších párov pomocou modifikácie jestvujúcich kódov.

3.2 Modifikácia výpočtového kódu DIF3D 10.0

Najschodnejšou cestou pre výpočet vlastných hodnôt systému sa ukázala cesta úpravy už jestvujúceho deterministického kódu DIF3D [15]. Tento kód bol zvolený hlavne z dôvodu dobrej dostupnej dokumentácie a rozšírenosti jeho použitia vo svetových laboratóriách.

Problém vlastnej hodnoty je v kóde DIF3D riešený pomocou mocninovej metódy. Metóda pozostáva z výpočtu sekvencie vektorov $A^k x$, kde x je nenulový štartovací vektor a A^k je k-ta mocnina matice systému. Pri vhodnej normalizácii, metóda konverguje k dominantnému (fundamentálnemu)

vlastnému páru. Na výpočet vyšších harmonických párov systému bola ako najjednoduchšia metóda z hľadiska implementácie do kódu vybraná metóda dekontaminácie. Mocninová metóda s dekontamináciou fundamentálneho vektora konvergujúca k druhému vlastnému páru je zapísaná nasledujúcim predpisom:

$$\boldsymbol{x}^{(k)} = A \frac{1}{\lambda^{(k-1)}} \left\{ \boldsymbol{x}^{(k-1)} - \frac{\boldsymbol{u}^T \boldsymbol{x}^{(k-1)}}{\boldsymbol{u}^T \boldsymbol{u}} \boldsymbol{u} \right\} \cong \boldsymbol{c}_2 \lambda_2^{(k)} \boldsymbol{u}_2.$$
(3)

Postupnou dekontamináciou adekvátnych vlastných vektorov vieme vypočítavať vyššie harmonické vektory a ich vlastné hodnoty. Pre kontrolu aplikácie dekontaminačnej metódy je druhá vlastná hodnota vypočítaná aj podľa odhadu fundamentálnej vlastnej hodnoty v iteračných krokoch k a (k-1) podľa výrazu (4):

$$\lambda_2 = \frac{\lambda_1^{(k)} - \lambda_1^{(k-1)}}{\lambda_1^{(k-1)} - \lambda_1^{(k-2)}} \lambda_1.$$
(4)

Pri modifikácií zdrojového kódu výpočtového kódu DIF3D 10.0 bola uplatnená snaha minimálneho zásahu do už jestvujúcich výpočtových modulov z dôvodu snahy nenarušenia štandardnej výpočtovej cesty programu. Pre možnosť sledovania konvergencie vlastnej hodnoty počas výpočtu boli do zdrojového kódu doplnené procedúry schopné vykresliť konvergenčné závislosti výpočtu. Výpočty boli prevedené na testovacích úlohách IAEA 2D benchmark model v 2D a RZ geometrii a SNR benchmark problem [16].

Výsledky výpočtu druhej vlastnej hodnoty pomocou rozdielnych prístupov, ich relatívny odklon a prislúchajúce konvergenčné priebehy v upravenej verzii kódu DIF3D 10.0 pre úlohu SNR benchmark problém demonštruje Tab. 2 a Obr. 6, kde *PM* λ_1 je fundamentálna vlastná hodnota získaná použitím mocninovej metódy, *PM* λ_2 predstavuje druhú vlastnú hodnotu vypočítanú podľa vzťahu (4), *PMD* λ_2 je druhá vlastná hodnota z metódy dekontaminácie, *PMCD* λ_2 je totožná s *PMD* λ_2 s aditívnou aplikáciou Chebyshevovej akcelerácie a Δ reprezentuje relatívnu odchýlku definovanú ako (*PM* λ_2 - *PMD* λ_2)/ *PM* λ_2 .

 Názov úlohy
 $PM \lambda_1$ $PM \lambda_2$ $PMD \lambda_2$ $PMCD \lambda_2$ Δ

 The SNR Benchmark Problem
 1,12728020518
 0,6933
 0,68624361991
 0,68624361991
 1,01%

Tab. 2: Výsledky výpočtu druhej vlastnej hodnoty systému

Relatívna odchýlka v tomto prípade dosahuje hodnotu okolo 1%, čo vzhľadom na veľkú separáciu prvých dvoch vlastných hodnôt považujeme za dostatočné. Veľká separácia prvých troch vlastných hodnôt sa prejavila aj na rýchlosti konvergencie systému.



Obr. 6: Konvergenčné priebehy výpočtu PM λ2 (The SNR Benchmak Problem)

Výsledky výpočtu vyšších vlastných hodnôt systému spolu s konvergenčnými závislosťami pre výpočet druhej vlastnej hodnoty metódou dekontaminácie sú uvedené na obrázku Obr. 7.

	λ1	λ2	λ3	λ4	λ5	λ_6
PM	1.12728020518	0.68624361991	0.39444567593	0.34372474224	0.31413632478	0.20301770029
СН	1.12728020518	0.68624361991	0.39444567593	0.34372474224	0.31413632478	0.20301770029



a) Mocninová metóda bez uváženia akcelerácie



Obr. 7: Konvergenčné priebehy výpočtu PMD $\lambda 2$ a PMCD $\lambda 2$

Na základe prezentovaných analýz testovacích úloh je možno konštatovať, že implementácia dekontaminačnej metódy na výpočet vyšších harmonických párov v metóde konečných diferencií pre 2D a 3D geometrie kódu DIF3D 10.0 prebehla úspešne s uvedomením si nedostatkov diskrétneho numerického spracovania a nevýhod dekontaminačnej metódy. Modifikovaná verzia kódu DIF3D 10.0 určená pre výpočet vyšších harmonických párov bola použitá pre jednoduchý výpočet vlastných hodnôt RZ geometrie reaktora GFR 2400. Pomerne malá AZ RZ modelu reaktora GFR 2400 s jej klasickým tvarom pre rýchle systémy v tvare "placky" a prítomnosť plynného chladiva spôsobujúceho veľkú migračnú plochu neutrónov mala za následok výraznú separáciu prvých vlastných hodnôt reaktora, čo je v súlade s teoretickými predpokladmi.

4. Štandardná teória úpravy účinných prierezov

4.1 Súčasný stav

Optimalizačný proces konštrukcie rýchlych reaktorov je nutne závislý od veľkosti a možnosti znižovania neistôt sledovaných parametrov. Dnešné neutronické simulácie kladú dôraz na kvalitu jadrových dát, kde je požadovaná presnosť ich strednej hodnoty s minimálnou varianciou v spojení s čo najvernejšie opísanými prislúchajúcimi kovarianciami.

Fundamentálny princíp štandardnej teórie úpravy účinných prierezov (*ŠTUUP*) [17] spočíva v úprave dát validovaných účinných prierezov v oblasti ich definovaných vlastných neistôt, spolu s uvážením prislúchajúcich korelácií za účelom dosiahnutia lepšej zhody výpočtových a experimentálne určených integrálnych parametrov. Nevyhnutným predpokladom aplikovateľnosti *ŠTUUP* je existencia lineárneho vzťahu zmeny integrálnych dát *R* a diferenciálnych dát *T*, kde symbol *S* reprezentuje citlivostné profily (5):

$\delta R = S \delta T.$

(5)

Metóda ŠTUUP je založená na Bayesovej teoréme. Ak uvažujeme, že hodnoty účinných prierezov podliehajú normálnemu rozdeleniu, pre výpočet upravených účinných prierezov - T' možno použiť výraz:

 $T' = T_0 + US^T [SUS^T + V_e + V_m]^{-1} [R_e - R_c(T_0)],$ (6)

kde symbol *U* reprezentuje kovariančnú maticu a $V_e + V_m$ sú variancie experimentu a metodiky výpočtu. Index *c* označujú vypočítaný parameter a *e* popisuje experimentálny zdroj hodnôt.

Upravenú kovariančnú maticu U' a upravené integrálne parametre R' môžeme vypočítať pomocou vzťahov (7) a (8).

$$U' = U - US^{T} [SUS^{T} + V_{e} + V_{m}]^{-1} SU,$$
(7)

 $R' = R_c(T_0) + SUS^T [SUS^T + V_e + V_m]^{-1} [R_e - R_c(T_0)].$ (8)

Zmenu účinných prierezov (6) možno aplikovať aj na odozvu projektovaného neexistujúceho cieľového systému $R'^{(2)}$:

$$R^{\prime(2)} = R_c^{(2)}(T_0) + S^{(2)}US^{(1)T} \left[S^{(1)}US^{(1)T} + V_e^{(1)} + V_m^{(1)}\right]^{-1} \left[R_e^{(1)} - R_c^{(1)}(T_0)\right].$$
(9)

Horným indexom (2) označujeme cieľový nepoznaný projektovaný systém. Neistota integrálnych parametrov ΔR od účinných prierezov je vyjadrená známym tzv. sendvičovým vzťahom: $\Delta R^2 = S_R U S_R^T.$ (10)

4.2 Demonštrácia metódy na dizajne sodíkom chladeného rýchleho reaktora

Pre možné využitie štandardnej teórie úpravy účinných prierezov bol vyvinutý komplexný výpočtový systém ŠTUUP, ktorý bol aplikovaný na dizajn reaktora PGSFR [18]. Tento reaktor (Prototype of GEN-IV SFR) tvorí dizajn prototypu sodíkom chladeného rýchleho reaktora štvrtej generácie vyvíjaného v Južnej Kórei. Účel tohto dizajnu spočíva v testovaní a preukázaní schopnosti použitia kovového paliva obsahujúceho MA pre komerčný veľký energetický reaktor typu SFR.

Sledovaný integrálny parameter predstavuje efektívny multiplikačný koeficient AZ odpovedajúci začiatku ekvivalentnej kampane. Pre referenčný prípad s regulačnými kazetami v HP a teplotou paliva 890K boli určené neistoty od účinných prierezov, bola vykonaná analýza podobnosti systému s integrálnymi experimentmi a bol uskutočnený výpočet úprav účinných prierezov. Ďalej boli vykonané výpočty zmeny reaktivity systému pri zmene teploty paliva (6 teplôt) a strate sodíka v aktívnej zóne (2 prípady) aj s prislúchajúcimi neistotami od účinných prierezov. Východiskové knižnice jadrových dát v 150 (neutróny) a 12 (fotóny) - skupinovej energetickej štruktúre tvorili knižnice vo formáte MATXS s označením ZZ-KAFAX-E70 [19], ZZ-KAFAX-F31 [20] a ZZ-KAFAX-J33 [21], v poradí založené na knižniciach jadrových dát ENDF/B-VII.0, JEFF3.1.1 a JENDL-3.3 s použitím priestorovo závislej hustoty toku neutrónov ekvilibrickej zóny kórejského dizajnu reaktora KALIMER-150 (z ang. Korean Advance LIquid Metal Reactor). Pre výpočet váhovej funkcie potrebnej pri kondenzácii 150- skupinovej knižnice jadrových dát do 25-skupinovej knižnice vo formáte ISOTXS boli použité RZ modely integrálnych experimentov aj cieľového systému v transportnom systéme DANTSYS s parametrami uhlovej kvadratúry Sn=8 a momentov hustoty toku neutrónov Pn=3. Následne sme uskutočnili výpočty integrálnych experimentov v prostredí DANTSYS a v prostredí DIF3D (výrazne detailnejší model PGSFR) s použitím 25-skupinovej energetickej štruktúry.

Kovariančné dáta (48 izotopov) v relatívnom formáte boli pripravené kódom NJOY2012 z knižnice jadrových dát ENDF/B-VII.1 pre strednú uvažovanú teplotu paliva (890K). Vzhľadom na nemožnosť detailného modelovania aktívnych zón integrálnych experimentov v deterministických kódoch sme pristúpili k použitiu zjednodušených geometrických modelov.

Pri použití kovového paliva je najväčším nositeľom neistoty multiplikačného koeficientu násobenia PGSFR izotop ²³⁵U a reakcia radiačného záchytu ($\sigma_{XSc}^{U235} = 0.57\%$). Ako druhý významný prispievateľ k neistote vystupuje vzhľadom na jeho výrazné zastúpenie v AZ izotop ²³⁸U s reakciami radiačného záchytu a nepružného rozptylu ($\sigma_{XSc}^{U238} = 0.037\%$; $\sigma_{XSi}^{U238} = 0.034\%$). Výraznými prispievateľmi sú aj radiačný záchyt a pružný i nepružný rozptyl konštrukčného materiálu ⁵⁶Fe ($\sigma_{XSc,i}^{Fe56} = 0.02\%$). Chladivo AZ reprezentované izotopom ²³Na prispieva k celkovej neistote hlavne

prostredníctvom mechanizmu nepružného rozptylu ($\sigma_{XSi}^{Na23} = 0.013\%$)a izotop ⁹⁰Zr nachádzajúci sa v palive prispieva k výslednej neistote prostredníctvom radiačného záchytu ($\sigma_{XSc}^{Zr90} = 0.005\%$).

Hodnoty upravených multiplikačných faktorov cieľového systému dosahujú výrazné rozdielne hodnoty pre všetky vyšetrované prípady.



Obr. 8: Výsledky úprav multiplikačných koeficientov integrálnych experimentov

V prípadoch ZZ-KAFAX-E70 a ZZ-KAFAX-F31 dochádza k znižovaniu odhadu a v prípade ZZ-KAFAX-J33 nastáva navýšenie vypočítanej hodnoty. V prípade ZZ-KAFAX-E70 (Obr. 8) upravené hodnoty dosiahli lepšiu zhodu s experimentálnymi údajmi, čo je zjavné hlavne v prípade experimentov Jez239 a Jez240.

Obr. 9 uvádza výsledky podobnostnej analýzy a vyhodnotenie neistôt vypočítaných multiplikačných koeficientov pre jednotlivé integrálne experimenty. Výsledky demonštrujú dobrú zhodu medzi jednotlivými zdrojmi jadrových dát.



Obr. 9: Výsledky podobnostnej analýzy a neistôt vypočítaných multiplikačných koeficientov

Vypočítané neistoty od jadrových dát sa pre hodnotu multiplikačného koeficientu pohybujú v rozmedzí cca. 0,65% pre experiment FLATTOP až po cca. 1,3% pre experiment JOYO. Najväčší rozdiel vo veľkosti vypočítanej neistoty je badať v prípade reaktora JOYO.

Výsledky podobnostnej analýzy ukázali, že koncept reaktora PGSFR s kovovým palivom je výnimočným dizajnom, čo je preukázané aj nízkou zhodou profilov neistôt (reprezentovanou červenou krivkou na Obr. 9) takmer pre všetky použité integrálne experimenty (ck < 0,25). V prípade reaktora JOYO bola identifikovaná vyššia miera korelácie profilov neistôt (ck ~ 0,9). Na Obr. 10 sú znázornené vypočítané relatívne zmeny účinných prierezov (*cross section adjustment*) a smerodajná odchýlka pred (*prior uncertainty*) a po aplikovaní ŠTUUP (*posterior uncertainty*) pre izotopy ²³⁸U, ²⁴⁰Pu a ich špecifické reakcie.



Obr. 10: Relativne úpravv účinných prierezov pre, ²³⁸U, ²⁴⁰Pu v prípade ZZ-KAFAX-E70

V prípade úpravy neistoty aj samotného účinného prierezu reakcie total izotopu ²³⁸U na Obr. 10 a) je možno pozorovať najvýraznejšiu zmenu účinného prierezu vo výrazne rezonančnej oblasti medzi 1 keV až 10 keV. Táto úprava naznačuje nekorektnú kondenzáciu energetickej skupinovej štruktúry dát použitých v analýze. Vzhľadom na veľkú významnosť a vysoké zastúpenie izotopu v použitých integrálnych experimentoch je k dispozícii dostatok informácii pre zníženie prislúchajúcej neistoty. V prípade pružného rozptylu ²⁴⁰Pu boli úpravy opäť aplikované hlavne v pásme rezonancií, čo naznačuje nutnosť použitia vyššej energetickej skupinovej štruktúry. Aplikácia *ŠTUUP* môže za okolnosti výraznej nekonzistencie použitých dát viesť k výrazne nefyzikálnym záverom. Keďže pri úprave hodnôt mikroskopických účinných prierezov dochádza aj k úprave ich neistôt, nastáva aj zmena kompletnej kovariančnej matice izotopu. Význam kovariančnej matice (prípadne korelačnej matice) je vysoký, pretože táto matica poskytuje informáciu o neistotách účinných prierezov, ale aj o vzájomných vzťahoch jednotlivých reakcií a energetických skupín.



*Obr. 11: Korelačné matice izotopu*²³⁹*Pu*

Korelačné matice ²³⁹Pu znázornené na Obr. 11 poskytujú náhľad do zmien ich štruktúry po aplikovaní *ŠTUUP*. Najväčšie zmeny korelácií možno badať v prípade mechanizmu pružného rozptylu (MT 2) a jeho vzájomnej korelácii s reakciou total (MT 1). Výrazná nová kladná korelácia sa objavuje aj medzi spomínaným pružným rozptylom a štiepením (MT 18). V prípade reakcie n2n (MT 16) pozorujeme na väčšine oblastí nulový korelačný koeficient vzhľadom na prítomnosť významných hodnôt mikroskopického účinného prierezu iba vo vysokých energiách.

V prípade výpočtu dutinového efektu, teda straty 40% a 100% hmotnosti chladiva, sa hodnota neistoty vypočítaných efektov indukovanej jadrovými dátami pohybovala v širokom rozpätí 11 – 20%.

V prípade výpočtu Dopplerovho efektu, teda efektu od rozšírenia, prípadne zúženia rezonančných píkov hlavne materiálov paliva, badať pomerne vysokú neistotu vypočítaného vnosu reaktivity od účinných prierezov dosahujúcu približne 6%. Táto hodnota je však v plnom súlade s výsledkami prezentovanými viacerými autormi.

Na základe výsledkov považujeme novovytvorený systém ŠTUUP za použiteľný v oblasti vývoja nových perspektívnych reaktorových dizajnov, posudzovania podobnosti jednotlivých systémov a taktiež v oblasti analýzy štruktúry a integrálnej hodnoty neistôt sledovaných parametrov indukovaných neistotami jadrových dát. Komplexné výsledky uvedené v dizertačnej práci ukázali významné hodnoty neistôt multiplikačných faktorov hlavne v rýchlom spektre neutrónov, ako aj vysoké neistoty spätnoväzobných efektov pri strate chladiva, prípade zmeny teploty paliva v AZ.

Dúfame, že vykonaná práca bude prospešná pre vývoj nových a lepších návrhov pokročilých reaktorov pracujúcich v rýchlom spektre neutrónov a umožní zapojenie sa ÚJFI STU do tvorivého procesu v oblasti reaktorovej fyziky.

Záver

Systémy pracujúce v rýchlom spektre neutrónov majú potenciál poskytnúť adekvátnu odpoveď na problémy jadrovej energetiky v podobe minimalizácie rádiotoxicity paliva a výrazného zvýšenia využitia uránovej rudy. Návrh konštrukcie rýchlych pokročilých reaktorov však vyžaduje implementáciu inovatívnych systémov zabezpečujúcich naplnenie prísnych bezpečnostných kritérií. Výsledky ohodnotenia vplyvu odstránenia časti reflektora na reaktivitu reaktora GFR 2400 a metóda hodnotenia lokálnych multiplikačných vlastností AZ boli uverejnené v záverečných správach medzinárodného projektu GoFastR. Veríme, že budú užitočné v ďalšom návrhu samotného dizajnu. Uskutočnená analýza naviac ohodnotila váhu regulačných kaziet a ich vzájomnú interferenciu a identifikovala problémové miesta s lokálne zvýšenou hustotou toku neutrónov v aktívnej zóne.

Optimalizácia transmutácie minoritných aktinoidov lokálnou zmenou spektra neutrónov pre rýchly reaktor chladený sodíkom sa javí vhodnou cestou pre dosiahnutie minimalizácie rádiotoxicity produkovaných minoritných aktinoidov. Pre zmenu spektra neutrónov do nižších energií boli skúmané viaceré moderačné materiály a v závere bol vyšpecifikovaný najvhodnejší kandidát moderátora vhodný pre ďalší hlbší výskum. Prezentovaná metodika môže byť použitá aj pre zhodnotenie transmutačnej schopnosti iných reaktorových konceptov.

Vzhľadom na náročné požiadavky návrhu pokročilých typov reaktorov je potrebné disponovať adekvátnymi výpočtovými nástrojmi umožňujúcimi ohodnotiť stabilitu systému pri lokálnej zmene reaktivity. K naplneniu tohto cieľa bola úpravou už jestvujúceho kódu DIF3D sprevádzkovaná možnosť výpočtu vyšších harmonických párov AZ. Táto časť práce je však len prvým krokom v procese návrhu riadiaceho systému reaktora a musí byť adekvátne rozvíjaná v budúcnosti.

Analýza štruktúry neistôt počítaných integrálnych parametrov a následné zníženie odklonu od reality pomocou kovariančných a experimentálnych dát sa javí ako zaujímavá výskumná oblasť, ktorej sa je vhodné venovať a aktívne ju rozvíjať. Príprava účinných prierezov a kovariančných dát a ich spracovanie však tvorí samostatnú komplexnú problematiku, ktorej sa v práci v nevyhnutnom rozsahu venujeme. Nový výpočtový systém ŠTUUP spolu s uvedenou dokumentáciu môže slúžiť ako hutný základ rozvoja danej problematiky v budúcnosti.

Literatúra

- [1] S. Massoud, "Overview of fast breeder reactors," *Energy*, vol. 23, no. 7-8, pp. 523-531, 1998.
- [2] K. Peers, "The GFR Safety Approach," Internal report FP6 GCFR project, 2007.
- [3] R. M. Westfall and W. Mayo, "Neutronic Calculations of Fuel and Poison Drum Control of Refractory Metal Fast Spectrum Space Power Reactors," NASA, 168.
- [4] Toshiba, "Toshiba Multipurpose Energy Station 4S," [Online]. Available: http://www.toshiba.co.jp/nuclearenergy/english/business/4s/introduction.htm. [Accessed 15 Júl 2014].
- [5] GoFastR, "GFR 2400 MWth pin core at start of GOFASTR".
- [6] ORNL, "SCALE: A Comperhensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design," 2011.
- [7] IAEA, Status of Minor Actinide Fuel Development, Vienna: IAEA Nuclear Energy Series publications, 2009.
- [8] K. Sun, J. Kreppel, K. Mikityuk and R. Chawla, "A neutronics study for improving the safety and performance parameters of a 3600 MWth Sodium-cooled Fast Reactor," *Annals of Nuclear Energy*, no. 53, pp. 464-475, 2013.
- [9] F. Varaine, L. Burion, L. Boucher, D. Verrier and S. Massara, "Study of minor actinides transmutatation in sodium fast reactor depleted uranium radial blanket," 10th International Exchange Meeting on P&T, Mito, Japan, 2008.
- [10] B. M. Wiberg, "Optimal feedback control of spatial xenon oscillations in a nuclear reactor," California Institute of Technology, Pasadena, California, 1965.
- [11] O. P. Singh and K. Obaidurrahman, "Investigations on Nuetronic Decoupling Phenomenon in Large Nuclear Reactors," Asian Nuclear Prospects, 2010.
- [12] W. M. Stacey, Nuclear Reactor Physics, WILEY, 2007.
- [13] C. H. Pyeon, T. Misawa, S. Shiroya and Y. Yamane, "Relationship between flux tilt in twoenergy-group and eigenvalue separation," *Annals of Nuclear Energy*, vol. 28, pp. 1625-1641, 2001.
- [14] T. Sanda, F. Nakashima and K. Shirakata, "Neutronic Decoupling and Space-Dependent Nuclear Characteristics for Large Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Cores," *Nuclear Science and Engineering*, vol. 113, no. 2, pp. 97-108, 1993.
- [15] K. L. Derstine, "DIF3D: A Code to Solve One, Two, and Three Dimensional Finite-Difference

Diffusion Theory Problems," Argonne National Laboratory, 1984.

- [16] Argonne National Laboratory, Bebchmark Problem Book, Argonne, 1968.
- [17] NEA, OECD, "Assessment of Existing Nuclear Data Adjustment Methodologies," OECD, 2011.
- [18] H. Y. Jeong, "Safety Approach of PGSFR in Korea," The 3rd Joiit GIF-IAEA Wokrshop on Safety Design Criteria for SFRs, 2013.
- [19] D. H. Kim, C. S. Gil and Y. O. Lee, "ZZ KAFAX-E70, 150 and 12 Groups Cross Section Library in MATXS Format based on ENDF/B-VII.0 for Fast Reactors," Nuclear Data Evaluation Lab., Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 2008.
- [20] D. H. Kim, C. S. Gil and Y. O. Lee, "ZZ KAFAX-F31, 150 and 12 Groups Cross Section Library in MATXS Format based on JEFF-3.1 for Fast Reactors," Nuclear Data Evaluation Lab., Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 2009.
- [21] D. H. Kim, C. S. Gil and Y. O. Lee, "ZZ KAFAX-J33, 150 and 12 Groups Cross Section Library in MATXS Format based on JENDL-3.3 for Fast Reactors," Nuclear Data Evaluation Lab., Korea Atomic Energy Research Institute, Daejeon, 2009.

Publikačná činnosť

Vedecké práce v zahraničných karentovaných časopisoch

- [1] Čerba, Štefan [20%] Damian, Jose Ignacio Marquez [10%] Lüley, Jakub [20%] Vrban, Branislav [20%] Farkas, Gabriel [10%] Nečas, Vladimír [10%] Haščík, Ján [10%]: Comparison of Thermal Scattering Processing Options for S(alpha, beta) Cards in MCNP. In: Annals of Nuclear Energy. ISSN 0306-4549. Vol. 55 (2013), s. 18-22
- [2] Čerba, Štefan [26%] Vrban, Branislav [26%] Lüley, Jakub [26%] Dařílek, Petr
 [1%] Zajac, Radoslav [1%] Nečas, Vladimír [10%] Haščík, Ján [10%]:
 Verification of spectral burn-up codes on 2D fuel assemblies of the GFR
 demonstrator ALLEGRO reactor. In: Nuclear Engineering and Design. ISSN 0029 5493. Vol. 267 (2014), s. 148-153
- [3] Lüley, Jakub [45%] Vrban, Branislav [45%] Kim, Sang-Ji [10%]: APSTRACT: Development and validation of sensitivity analysis code. In: Progress in Nuclear Energy. - ISSN 0149-1970. - Vol. 77 (2014), s. 124-131
- [4] Lüley, Jakub [20%] Vrban, Branislav [20%] Farkas, Gabriel [20%] Haščík, Ján [20%] Petriska, Martin [20%]: Determination of Criticality Safety MCNP5 Calculation Bias by Using Different Libraries of Cross Section Data.
 In: Progress in Nuclear Energy. ISSN 0149-1970. Vol. 59 (2012), s. 96-99
- [5] Lüley, Jakub [20%] Vrban, Branislav [20%] Čerba, Štefan [20%] Haščík, Ján [15%] Nečas, Vladimír [20%] Pelloni, S. [5%]: Sensitivity and uncertainty analysis of the GFR MOX fuel subassembly.
 In: Nuclear Data Sheets. ISSN 0090-3752. Vol. 118 (2014), s. 545-547
- [6] Vrban, Branislav [26%] Lüley, Jakub [26%] Farkas, Gabriel [15%] Haščík, Ján [15%] Hinca, Róbert [3%] Petriska, Martin [3%] Slugeň, Vladimír [3%] Šimko, Juraj [9%]: Temperature Coefficients Calculation for the First Fuel Loading of NPP Mochovce 3-4.
 In: Annals of Nuclear Energy. ISSN 0306-4549. Vol. 63 (2014), s. 646-652
- [7] Perkó Zoltán [14%] Pelloni Sandro [4%] Mikityuk Konstantin [4%] Křepel Jiri [4%] -Szieberth Máté [4%] Gaëtan Girardin [4%] Vrban, Branislav [10%] Lüley Jakub [10%] Čerba Štefan [10%] Halász Máté [4%] Fehér Sándor [4%] Reiss Tibor [4%] Kloosterman Jan Leen [4%] Stainsby Richard [4%] Poette Christian [4%]: Core neutronics characterization of the GFR2400 Gas Cooled Fast Reactor, in Annals of nuclear energy, akceptovaný k vydaniu.

Vedecké práce v domácich nekarentovaných časopisoch

[1] Vrban, Branislav [50%] - Haščík, Ján [50%]: Monitorovanie nuklidového zloženia v závislosti od hĺbky vyhorenia paliva reaktorov VVER 440.
 In: EE časopis pre elektrotechniku, elektroenergetiku, informačné a komunikačné technológie. - ISSN 1335-2547. - Roč. 17, č. 1 (2011), s. 11-14

Publikované príspevky na zahraničných vedeckých konferenciách

- [1] Farkas, Gabriel [30%] Lüley, Jakub [20%] Vrban, Branislav [20%] Haščík, Ján [10%] Petriska, Martin [5%] Hinca, Róbert [5%] Slugeň, Vladimír [5%] Šimko, Juraj [5%]: Determination of Thermal Coefficients of Reactivity for NPP Mochovce 3,4 Start-up Conditions Using MCNP5. In: 22. Symposium of Atomic Energy Research : Proceedings, AER, 1-5 October 2012, Průhonice, Czech Republic. -, 2012. ISBN 978-963-508-625-2. S. 503-510
- [2] Haščík, Ján [20%] Farkas, Gabriel [25%] Lüley, Jakub [12%] Vrban, Branislav [13%] Hinca, Róbert [5%] Petriska, Martin [8%] Slugeň, Vladimír [5%] Lipka, Jozef [2%] Urban, Peter [10%]: Criticality Safety Analysis of Spent Fuel Storage Pool for NPP Mochovce using MCNP5 Code. In: 9th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids : Proceedings; Zadar, Croatia, 3-6 June 2012. Zagreb : Croatian Nuclear Society, 2012. ISBN 978-953-55224-4-7. S10-119.1-12
- [3] Lüley, Jakub [20%] Vrban, Branislav [20%] Farkas, Gabriel [20%] Haščík, Ján [20%] Petriska, Martin [20%]: Ohodnotenie vplyvu rôznych knižníc mikroskopických účinných prierezov na kombinovaný bias MCNP5 simulácií. In: Jaderná energetika, transmutační a vodíkové technologie v pracích mladé generace 2011 : Mikulášské setkání mladé generace ČNS. Brno, Czech Republic, 7.-9.12.2011. Praha : Česká nukleární společnost, 2012. ISBN 978-80-02-0236-9. S. 89-94
- [4] Slugeň, Vladimír [20%] Farkas, Gabriel [40%] Haščík, Ján [10%] Vrban, Branislav [10%] - Lüley, Jakub [10%] - Petriska, Martin [5%] - Urban, Peter [5%]: Criticality Safety Analysis of Fresh and Spent Fuel Storage and Handling for VVER Reactor Unit Using MCNP5. In: TopFuel 2012 : Proceedings; Reactor Fuel Performance 2012, Manchester, United Kingdom; 2-6 September 2012. - Brussels : European Nuclear Society, 2012. - ISBN 978-92-95064-16-4.
- [5] Vrban, Branislav [25%] Lüley, Jakub [25%] Farkas, Gabriel [15%] Haščík, Ján [15%] Hinca, Róbert [5%] Petriska, Martin [5%] Slugeň, Vladimír [5%] Šimko, Juraj [5%]: MCNP Start-up Calculation for The First Fuel Loading of the Reactor Core of NPP Mochovce-3,4. In: Nuclear Energy for New Europe 2012 [elektronický zdroj] : 21st International Conference Nuclear Energy for New Europe;. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2012. ISBN 978-961-6207-35-5. CD-ROM 708.1-708.8
- [6] Vrban, Branislav Čerba, Štefan Lüley, Jakub Haščík, Ján. Nečas, Vladimír. -Pelloni, Sandro: Investigation of the Coupled Reactivity Effects of the Movable Reflector and Safety Control Rods in the GFR, in Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarions (FR13), Paris, France, akceptované k vydaniu.
- [7] Haščík, Ján [25%] Čerba, Štefan [25%] Lüley, Jakub [25%] Vrban, Branislav
 [25%]: Investigation of the GFR2400 Reactivity Control System, in International
 Journal of Chemical, Nuclear, Metalurgical and Materials Engineering, vol. 8, p. 883
 -891, 2014
- [8] Vrban, Branislav [16%] Čerba, Štefan [16%] Farkas, Gabriel [16%] Haščík, Ján [16%] Lüley, Jakub [16%] Nečas, Vladimír [10%] Urban, Peter [10%]:

Verification of Power Distribution of real fuel loadings in VVER-440 reactor In Nuclear Energy for New Europe 2014 [elektronický zdroj] : 23rd International Conference Nuclear Energy for New Europe;. Portorož: Nuclear Society of Slovenia, 2014, akceptovaný k vydaniu.

- [9] Čerba, Štefan [30%] Vrban, Branislav [30%] Lüley, Jakub [30%] Nečas, Vladimír [10%]: Evaluation of the efectiveness of a simple GFR2400 heterogenous control rod design Nuclear Energy for New Europe 2014 [elektronický zdroj] : 23rd International Conference Nuclear Energy for New Europe;. Portorož: Nuclear Society of Slovenia, 2014, akceptovaný k vydaniu.
- [10] Lüley, Jakub [20%] Čerba, Štefan [20%] Haščík, Ján [20%] Vrban, Branislav [20%] Nečas, Vladimír [10%] Rataj, Jan [5%] Huml, Ondřej [5%].:
 Determination of Computational Bias for Sub-critical Configuration of VR-1, In Nuclear Energy for New Europe 2014 [elektronický zdroj] : 23rd International Conference Nuclear Energy for New Europe;. Portorož: Nuclear Society of Slovenia, 2014, akceptovaný k vydaniu.

Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách

- [1] Čerba, Štefan [20%] Lee, Hyun Chul [20%] Vrban, Branislav [20%] Lüley, Jakub [20%] - Nečas, Vladimír [20%]: Optimization of the material composition of a small space reactor. In: APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. - Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014. - ISBN 978-80-227-4179-8. -S. 158-161
- [2] Čerba, Štefan [30%] Lee, H.C. [2%] Vrban, Branislav [29%] Lüley, Jakub [29%] Nečas, Vladimír [10%]: Proposal of the radiation shield for a small space reactor.
 In: Power Engineering 2014. Energy Ecology Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014. ISBN 978-80-89402-69-4. ISBN 978-80-89402-70-0. S. 81-86
- [3] Dujčíková, Lenka [20%] Vrban, Branislav [20%] Lüley, Jakub [20%] Čerba, Štefan [20%] Haščík, Ján [20%]: Proposal of heterogeneous GFR control rod design.
 In: APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014. ISBN 978-80-227-4179-8. S. 81-84
- [4] Lüley, Jakub [30%] Vrban, Branislav [29%] Čerba, Štefan [29%] Kim, S. J.
 [2%] Haščík, Ján [5%] Nečas, Vladimír [5%]: Application of sensitivity and perturbation theory for fast reactor design. In: Power Engineering 2014. Energy Ecology Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014. ISBN 978-80-89402-69-4. ISBN 978-80-89402-70-0. S. 93-96
- [5] Lüley, Jakub [15%] Vrban, Branislav [15%] Haščík, Ján [15%] Hinca, Róbert
 [15%] Petriska, Martin [15%] Slugeň, Vladimír [10%] Farkas, Gabriel [15%]:

Determination of Thermal Reactivity Coefficients for the First Fuel Loading of MO34.

In: APCOM 2012. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 18th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 20-22, 2012. -Bratislava : STU v Bratislave, 2012. - ISBN 978-80-227-3720-3. - S. 83-86

- [6] Lüley, Jakub [25%] Vrban, Branislav [25%] Haščík, Ján [25%] Čerba, Štefan [25%]: Sensitivity analysis in nuclear power engineering. In: APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014. ISBN 978-80-227-4179-8. S. 162-165
- [7] Osuský, Filip [20%] Vrban, Branislav [20%] Čerba, Štefan [20%] Lüley, Jakub [20%] Haščík, Ján [20%]: Two-group numerical analysis of one dimmensional table nuclear reactor. In: APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014. ISBN 978-80-227-4179-8. S. 320-323
- [8] Vrban, Branislav [25%] Lüley, Jakub [25%] Čerba, Štefan [25%] Haščík, Ján [25%]: Conventional cross section adjustment method in nuclear power engineering. In: APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014. - Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014. - ISBN 978-80-227-4179-8. - S. 170-173
- [9] Vrban, Branislav [15%] Lüley, Jakub [15%] Farkas, Gabriel [15%] Haščík, Ján [15%] Hinca, Róbert [15%] Petriska, Martin [15%] Slugeň, Vladimír [10%]: MCNP Calculation of the Critical H3BO3 Concentrations for the First Fuel Loading into the Reactor Core of NPP MO-3-4 Units. In: APCOM 2012. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 18th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 20-22, 2012. Bratislava : STU v Bratislave, 2012. ISBN 978-80-227-3720-3. S. 87-90
- [10] Vrban, Branislav [30%] Lüley, Jakub [29%] Čerba, Štefan [29%] Haščík, Ján [5%] Nečas, Vladimír [6%] Kim, S. J. [2%]: The conventional cross section adjustment method. In: Power Engineering 2014. Energy Ecology Economy 2014 : Proceedings of the 12th International Scientific Conference EEE 2014; Tatranské Matliare, Slovakia; May 20-22, 2014. : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014. ISBN 978-80-89402-69-4. ISBN 978-80-89402-70-0. S. 107-114

Abstrakty príspevkov zo zahraničných konferencií

[1] Farkas, Gabriel [14,32%] - Haščík, Ján [14,28%] - Lüley, Jakub [14,28%] - Vrban, Branislav [14,28%] - Petriska, Martin [14,28%] - Slugeň, Vladimír [14,28%] -Urban, Peter [14,28%]: Criticality Safety Analysis of Fresh and Spent Fuel Storage and Handling for NPP Mochovce Using MCNP5. In: 21st Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety : Dresden, Germany, September 19-23, 2011. - Dresden, 2011. - S. 5.2

Odborné práce v zahraničných nerecenzovaných zborníkoch

- [1] Haščík, Ján [20%] Farkas, Gabriel [20%] Vrban, Branislav [20%] Lüley, Jakub [20%] Urban, Peter [20%]: Power density determination in the VVER 440 reactor by the transport codes MCNP 5 and SCALE 6. In: 10th International Conference on Nuclear Option in Countries with Small and Medium Electricity Grids : Proceedings; Zadar, Croatia, 3-6 June 2012. Zagreb : Croatian Nuclear Society, 2014. ISBN 978-953-55224-6-1. Paper no. 120.
- [2] Lüley, Jakub [70%] Vrban, Branislav [10%] Yun, Sunghwang [10%] Kim, Sang Ji [10%]: Validation of Sensitivity Analysis Code APSTRACT for Fast Reactor Design.
 In: Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting : Gwangju, Korea, May 30-31, 2013. - Daejeon : Korean Nuclear Society, 2013. - S. 181-182
- [3] Vrban, Branislav [25%] Lüley, Jakub [25%] Ean, Nam Ki [25%] Kim, Sang Ji
 [25%]: ATCROSS Cross Section Adjustment Tool for Fast Reactor Design.
 In: Transactions of the Korean Nuclear Society Autuum Meeting : Gyeongju, Korea,
 October 14-25, 2013. Daejeon : Korean Nuclear Society, 2013. S. 187-188

Správy z riešenia vedecko-výskumných projektov

- [1] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Overenie rozloženia neutrónovej výkonovej hustoty v AZ 2. Bloku SE EMO v 12. Kampani pomocou kódu MCNP5: záverečná správa z riešenia úlohy SE a. s. EMO na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o číslo: 4600052012. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2012. p. 87.
- [2] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Posúdenie násobiacich vlastností novej generácie PK Gd II – 4,87 s profilovanými PK 3,82 prvej generácie: správa z riešenia 2. čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 42.
- [3] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Posúdenie násobiacich vlastností novej generácie PK Gd II 4,87 s profilovanými PK 3,82 prvej generácie pre bloky SE a. s. EBO: správa z riešenia 3. čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 42
- [4] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Overenie podkritickosti BS VP pri zavezení palivom Gd II 4,87: správa z riešenia čiastkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 37.
- [5] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Analýza podkritickosti BS VP pri zavezení čerstvým a vyhoretým palivom Gd II 4,87 v SE a. s. EMO: správa z riešenia dodatkovej úlohy na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 38.
- [6] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Analýza kritickosti pri transporte a skladovaní čerstvých a vyhoretých profilovaných PK 3,82 a PK s vyhorievajúcimi absorbátormi typu Gd II 4,25 a Gd II 4,87 v objektoch SE a. s. EMO: správa z riešenia úlohy SE a. s. EMO na základe objednávky Centra pre vedu a výskum s. r. o. číslo: 450002011002. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 63.

- [7] Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Overenie hodnoty teplotných koeficientov reaktivity prvej zavážky AZ blokov MO34 pomocou výpočtového kódu MCNP5: správa z riešenia úlohy SE a. s. MO34 na základe objednávky číslo: 4600007586. Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2011. p. 72.
- [8] Lomonaco, Gulielmo Poette, Christian Stainsby, Richard Tóth, Sándor Chersola, Davide – Szabolcs, Czifrus – Haščík, Ján – Vrban, Branislav et al.: MOX and ceramic core designs, GoFastR-DEL-1.2.4., GoFastR European Gas Cooled Fast Reactor Collaborative Project
- [9] Poette, Christian Murgatroyd, Julian Haščík, Ján Vrban, Branislav et al.: Final report on ALLEGRO starting and demonstration cores. GoFastR-DEL-1.2.-9, GoFastR European Gas Cooled Fast Reactor Collaborative Project
- [10] Haščík, Ján Čerba, Štefan Lüley Jakub Vrban, Branislav: Nezávislé posúdenie možnosti obstarania a použitia programov SVL a SVC pre ÚJD SR, číslo zmluvy dodávateľa 0302/0009/14, Bratislava: STU FEI ÚJFI, 2014
- [11] Vrban, Branislav Lüley Jakub Lee, Min Jae: Development of Cross Section Adjustment and Uncertainty Code ATCROSS for Fast Reactor Design, KAERI/TR-5356/2013, Korea Atomic Energy Institute, 2013.
- [12] **Vrban, Branislav** Lee, Min Jae: Higher Harmonics Calculation in DIF3D, SFR-113-DR-486-018, Korea Atomic Energy Institute, 2013.
- [13] Farkas Gabriel Bouhaddane Amine Haščík Ján Kelemen Adrian Lüley Jakub – Petriska Martin – Slugeň Vladimír – Vrban Branislav: Bezpečnostná analýza podkritickosti medziskladu vyhoreného jadrového paliva, záverečná správa pre ÚJD SR, číslo zmluvy zhotoviteľa 0302/0003/14, Bratislava, STU FEI ÚJFI, 2014
- [14] Farkas Gabriel Bouhaddane Amine Haščík Ján Kelemen Adrian Lüley Jakub – Petriska Martin – Slugeň Vladimír – Vrban Branislav: Bezpečnostná analýza kritickosti skladovania vyhoreného jadrového paliva na blokoch VVER-440, záverečná správa pre ÚJD SR, číslo zmluvy zhotoviteľa 0302/0002/14, Bratislava, FEI ÚJFI, 2014

Summary

Advanced fast neutron reactors

The fast neutron nuclear systems can provide an adequate response to the problems of nuclear energy. It is principally possible to reduce the period of toxicity of the minor actinides through transmutation of these isotopes in fast reactor systems as well as these systems can utilize essentially all of the uranium resources through the breeding process. Nevertheless designing of advanced fast reactors requires implementation of innovative calculation tools meeting challenging and strict safety criteria. We believe that our results of the impact of movable reflector system to reactivity of the GFR 2400 core management also published in the final report of the international project GoFastR will be useful in the further reactor concept development. In addition the control and safety rods worth and mutual shadowing and antishadowing effects were found and described in the analysis as well as hot spots areas with the locally increased neutron flux were clearly identified in the core.

A locally concentrated introduction of moderating material to the radial blanket of sodium cooled fast reactors drifting the neutron spectra to lower energies appears to be the promising way to minimize the minor actinides radiotoxicity in the process of transmutation. The changes of neutron spectrum have been studied for more moderating materials and finally the best candidate for further research was specified. The presented methodology can also be used to assess the transmutation ability of other perspective reactor concepts.

Due to the very demanding requirements of the advanced reactors systems it is necessary to develop computational tools allowing the evaluation of the system stability in the case of asymmetrical reactivity introduction to the active core. To fulfill this objective, the modification of an existing code DIF3D was carried out adding the possibility of higher harmonic pair calculation in the active core. This is just the initial work in the more complex frame of reactor stability and must be adequately developed in the future.

The analysis of reactor integral parameter uncertainties induced by the cross section data and following minimization of calculation bias by use of covariance data and experimental integral parameters seems to be an interesting research area, which should be deeply investigated and developed. The preparation and processing of covariances and cross sections constitute the separate and complex issue which is in our thesis only marginally concerned. The new computational system ŠTUUP along with the provided documentation can serve as a basis for the future research in such an interesting scientific field.

29