

Ing. Štefan Čerba

Autoreferát dizertačnej práce

Regulačný systém plynom chladeného rýchleho reaktora

Evidenčné číslo: FEI-10834-11462

na získanie akademického titulu philosophiae doctor, PhD.

v doktorandskom študijnom odbore / programe: 5.2.31 Jadrová energetika

Miesto a dátum: Bratislava, august 2015

Dizertačná práca bola vypracovaná v dennej forme doktorandského štúdia

Na: Ústave jadrového a fyzikálneho inžinierstva
Fakulty elektrotechniky a informatiky
Slovenskej technickej univerzity v Bratislave

Predkladateľ: Ing. Štefan Čerba
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU v Bratislave
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Školiteľ: prof. Ing. Vladimír Nečas PhD.
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, FEI STU v Bratislave
Ilkovičova 3, 812 19 Bratislava

Oponenti: doc. Ing. Ľubomír Sklenka, PhD.
Katedra jaderných reaktorů, FJFI ČVUT v Praze
V Holešovičkách 2, 180 00 Praha 8, Česká Republika

Ing. Pavol Obložinský, DrSc.
Brookhaven National Laboratory, USA (ext. pracovisko)

Autoreferát bol rozoslaný:.....

Obhajoba dizertačnej práce sa koná: oh,
na Fakulte elektrotechniky a informatiky STU v Bratislave, Ilkovičova 3, v zasadačke Ústavu
jadrového a fyzikálneho inžinierstva, miestnosť A-616.

prof. Dr. Ing. Miloš Oravec
dekan fakulty
Slovenská technická univerzita v Bratislave
Fakulta elektrotechniky a informatiky

Obsah

Úvod.....	3
1. Súčasný stav problematiky.....	4
1.1. Prehľad reaktorov IV. generácie.....	4
1.1.1. Klasifikácia reaktorov do generácií.....	4
1.1.2. Koncepty reaktorov IV. generácie.....	4
1.2. Plynom chladený rýchly reaktor GFR 2400.....	5
1.2.1. Základná charakteristika reaktora.....	5
1.2.2. Aktívna zóna a regulačný systém reaktora.....	5
2. Ciele dizertačnej práce.....	7
3. Analýza základného dizajnu reaktora GFR 2400.....	8
3.1. Základné neutrónovo-fyzikálne charakteristiky.....	8
3.1.1. Zásoba reaktivity s čerstvým palivom.....	8
3.1.2. Rozloženie hustoty toku a spektrum neutrónov v AZ reaktora.....	8
3.2. Vyšetrovanie teplotného a dutinového efektu reaktivity.....	9
3.3. Vyšetrovanie efektívnosti regulačného systému reaktora GFR 2400.....	11
3.3.1. Váha homogénnych RK.....	11
3.3.2. Vzájomné ovplyvňovanie homogénnych RK.....	12
3.3.3. Vyšetrovanie lokálnych multiplikačných vlastností AZ s homogénnymi RK.....	13
4. Návrh zjednodušeného heterogénneho dizajnu RK.....	14
4.1. Stanovenie optimálneho polomeru absorpčného prútika.....	14
4.2. Vyšetrovanie efektívnosti navrhnutého dizajnu RK.....	16
4.2.1. Váha heterogénnych RK.....	16
4.2.2. Vzájomné ovplyvňovanie heterogénnych RK.....	16
4.2.3. Vyšetrovanie lokálnych multiplikačných vlastností AZ s heterogénnymi RK.....	17
5. Vyšetrovanie vplyvu použitia prídavného moderátora.....	18
5.1. Výber materiálu prídavného moderátora.....	18
5.2. Posúdenie efektívnosti moderačnej vrstvy umiestnenej na periférii RK.....	18
5.2.1. Vyšetrovanie váhy prídavného moderátora.....	18
5.2.2. Vyšetrovanie vplyvu moderátora na zmenu energie a reflektovanie neutrónov.....	19
5.2.3. Posúdenie vplyvu moderátora na lokálne multiplikačné vlastnosti AZ.....	20
5.2.4. Zhodnotenie vplyvu moderátora umiestneného na periférii RK.....	21
5.3. Posúdenie efektívnosti moderačnej vrstvy vo vnútornej časti RK.....	21
5.3.1. Popis jednotlivých návrhov.....	21
5.3.2. Vyšetrovanie váhy prídavného moderátora.....	23
5.3.3. Vyšetrovanie vplyvu moderátora na zmenu energie a reflektovanie neutrónov.....	23
5.3.4. Posúdenie vplyvu moderátora na lokálne multiplikačné vlastnosti AZ.....	24
5.3.5. Zhodnotenie vplyvu moderátora umiestneného vo vnútornej časti RK.....	24
6. Overenie získaných poznatkov viacskupinovými deterministickými výpočtami.....	26
6.1. Základné princípy viacskupinového deterministického priblíženia.....	26
6.1.1. Skupinové konštanty.....	26
6.1.2. Váženie účinných prierezov.....	26
6.2. Príprava knižníc účinných prierezov pre kód DIF3D.....	27
6.2.1. Automatizovaný výpočtový program SBJ_MATXS_N99 pre kód DIF3D.....	27
6.3. Testovanie knižníc na základe integrálnych experimentov.....	28
6.4. Overenie stochastických výpočtov kódom DIF3D.....	29
6.4.1. Overenie váhy homogénneho dizajnu RK.....	29
6.4.2. Overenie vplyvu vzájomného ovplyvňovania RK.....	29
7. Súhrn výsledkov a nových poznatkov, závery pre prax a ďalší rozvoj vednej disciplíny.....	31
Zoznam literatúry.....	33
Publikácie autora.....	35
Summary.....	40

Úvod

V scenároch rozvoja pre jadrovú energetiku sa predpokladá nárast inštalovaného výkonu týchto zdrojov na úroveň 600 - 700 GWe do roku 2030, na 1000 - 1500 GWe do roku 2050 a do roku 2100 až na úroveň 2500 - 5000 GWe [1]. Takýto nárast inštalovaného výkonu sa v súčasnej dobe dá dosiahnuť predĺžením životnosti prevádzkovaných jadrových blokov a výstavbou pokročilých tepelných, vo väčšine prípadov ľahkovodných reaktorov. Pri uvážení prevádzky týchto jadrových reaktorov by došlo k nahromadeniu enormného množstva vyhoretého jadrového paliva, preto sa po roku 2030 očakáva nástup úplne novej generácie jadrových reaktorov s označením GEN IV. Spomedzi 6 vybraných reaktorov IV. generácie 3 pracujú v rýchlom spektre neutrónov. Konkrétne ide o sodíkom chladený rýchly reaktor (SFR), olovom chladený rýchly reaktor (LFR) a plynom chladený rýchly reaktor (GFR). Najväčšími prevádzkovými skúsenosťami sa z nich môže pýšiť sodíkom chladený rýchly reaktor, ale aj princíp činnosti olovom chladeného rýchleho reaktora bol už demonštrovaný v ruských ponorkách typu Alfa. Technológia GFR je teda jediná z trojice rýchlych systémov ktorá doteraz nebola experimentálne potvrdená. Od päťdesiatich rokov minulého storočia bolo v tejto oblasti riešených niekoľko projektov. Posledné z týchto aktivít boli ukončené v osemdesiatych rokoch minulého storočia. Prelomom tisícročia vysvitla nová nádej, myšlienka vyvinúť demonštračný reaktor ALLEGRO. ALLEGRO je cestou ku výstavbe komerčnej jednotky GFR 2400. Na druhej strane kľúčom k správne pochopeniu neutrónovo-fyzikálnych aspektov reaktora ALLEGRO je práve veľká aktívna zóna energetickej jednotky GFR 2400.

Z hľadiska vývoja reaktora GFR 2400 predstavuje systém regulácie reaktora špeciálne výzvy. Preto po identifikácii základných neutrónovo-fyzikálnych aspektov reaktora GFR 2400 bolo cieľom dizertačnej práce vyšetriť účinnosť dostupného dizajnu regulačného systému. Aj pre optimálny heterogénny dizajn regulačných kaziet (RK) sa predpokladalo, že veľkosť zápornej reaktivity, ktorú tento systém dokáže viazať, bude nižšia ako v prípade základného homogénneho dizajnu, preto bolo nutné preskúmať možnosti zvýšenia účinnosti tohto systému. Pre riešenie existuje niekoľko metód. Jednou z nich je metóda posunu spektra neutrónov absorbovaných na atómoch bóru pomocou prídavného moderátora. Presunom neutrónov do energetickejšej oblasti je možné zvýšiť reakčné rýchlosti ich záchytu.

Matematické metódy tvoriace základ všetkých reaktorových simulácií boli vyvíjané od polovice minulého storočia. Vo všeobecnosti sa dajú rozdeliť na metódy deterministické a stochastické. Stochastické metódy sú robustné metódy umožňujúce modelovanie komplexných systémov. Cenou za tieto výhody sú enormné hardvérové náročnosti a výsledok charakterizovaný neistotou. Deterministické metódy dokážu riešiť neutrónovú transportnú rovnicu priamo, avšak optimálne využitie týchto metód vyžaduje zjednodušenia vykonané erudovaným užívateľom. V poslednej časti dizertačnej práce sa preto pristúpilo k overeniu dizajnu regulačných kaziet deterministickými metódami. Okrem samotných výpočtov bola vyvinutá aj metodika prípravy viacskupinových knižníc účinných prierezov pre deterministické výpočty reaktora GFR 2400 kódmi DIF3D a PARTISN.

Výsledky dizertačnej práce sú súčasťou riešenia projektov Vedeckej grantovej agentúry VEGA 1/0685/09 a 1/0796/13, agentúry APVV-0123-12, Kompetenčného centra pre nové materiály, pokročilé technológie a energetiku ITMS 26240220073: 2.C.1.32, medzinárodného projektu GoFastR a Centra výskumu ALLEGRO OPVaV-2013/2.2/09-RO - ITMS No. 26220220198.

1. Súčasný stav problematiky

1.1. Prehľad reaktorov IV. generácie

1.1.1. Klasifikácia reaktorov do generácií

Existujú rôzne kritériá na klasifikáciu jadrových reaktorov, na základe typu paliva, spektra neutrónov, použitého chladiva alebo moderátora. Prevádzkový vek a úroveň vyspelosti v súčasnosti prevádzkovaných 435 [2] jadrových reaktorov sú však odlišné, preto sa v poslednom období objavila aj klasifikácia jadrových reaktorov na základe „generácií“. Pomocou tejto klasifikácie je možné rozdeliť jadrové reaktory na systémy I., II., III., III+ a IV. generácie [3]. Do I. generácie reaktorov zaraďujeme úplne prvé reaktorové koncepty, ktorými sa začalo civilné využitie jadrovej energie v 50-tych a 60-tych rokoch dvadsiateho storočia. Do II. generácie patria reaktorové koncepty navrhnuté na komerčnú, ekonomicky výhodnú a spoľahlivú výrobu elektrickej energie. Prevádzka týchto reaktorov sa začala v šesťdesiatych rokoch minulého storočia. V súčasnosti tvoria drvivú väčšinu prevádzkovaných reaktorov. Reaktory III. generácie sú reaktory II. generácie s inovatívnymi evolučnými vylepšeniami v oblasti technológie palív, tepelnej účinnosti, modulárnych konštrukčných prvkov, náhrady aktívnych bezpečnostných systémov pasívnymi a štandardizovaného dizajnu. Špeciálnu kategóriu tvoria reaktory generácie III+, ktoré sú priamym evolučným vylepšením III. generácie. Aj keď doteraz vyvinuté generácie jadrových reaktorov boli úspešné v mnohých smeroch, otázky uránových zásob, uzavretia palivového cyklu, nešírenia jadrového materiálu a bezpečnosti ostávajú otvorené. Preto by po roku 2030 mala nastúpiť úplne nová generácia jadrových reaktorov s označením GEN IV.

1.1.2. Koncepty reaktorov IV. generácie

V oblasti výskumu IV. generácie jadrových reaktorov podpísalo 10 krajín rámcovú spoluprácu a v roku 2002 založili Medzinárodné fórum pre reaktory IV. generácie (Generation IV International Forum – GIF) [4]. Úlohou tejto organizácie je zastrešiť svetový výskum IV. generácie jadrovo-energetických zariadení, ktoré bude možné licencovať, stavať a prevádzkovať bezpečným a ekonomicky konkurencieschopným spôsobom pri vysokej úrovni jadrovej bezpečnosti, ochrany proti zneužitiu jadrového materiálu a efektívnom zneškodňovaní rádioaktívnych odpadov (RAO) [5]. Experti výskumných inštitúcií z približne 20 krajín sveta vyšpecifikovali takmer sto návrhov, z ktorých sa následne podarilo vybrať šesť konceptov reaktorov IV. generácie. Prehľad základných parametrov týchto systémov je možné nájsť v Tab. 1.1.

Tab. 1.1 Prehľadové zhrnutie základných parametrov reaktorov IV. generácie [5],[6]

Koncept	Spektrum neutrónov	Chladivo	Teplota chladiva na výstupe [°C]	Palivový cyklus	Elektrický výkon [MW _e]
MSR	tepelné / epitermálne	fluoridové soli	700-800	uzavretý	1000
SCWR	tepelné / rýchle	voda	510-625	otvorený aj uzavretý	300 - 1500
VHTR	tepelné	hélium	1000	otvorený	250 - 300
SFR	rýchle	sodík	550	uzavretý	300 - 1500
LFR	rýchle	olovo	480-800	uzavretý	300 - 1200
GFR	rýchle	hélium	850	uzavretý	1200

1.2. Plynom chladený rýchly reaktor GFR 2400

1.2.1. Základná charakteristika reaktora

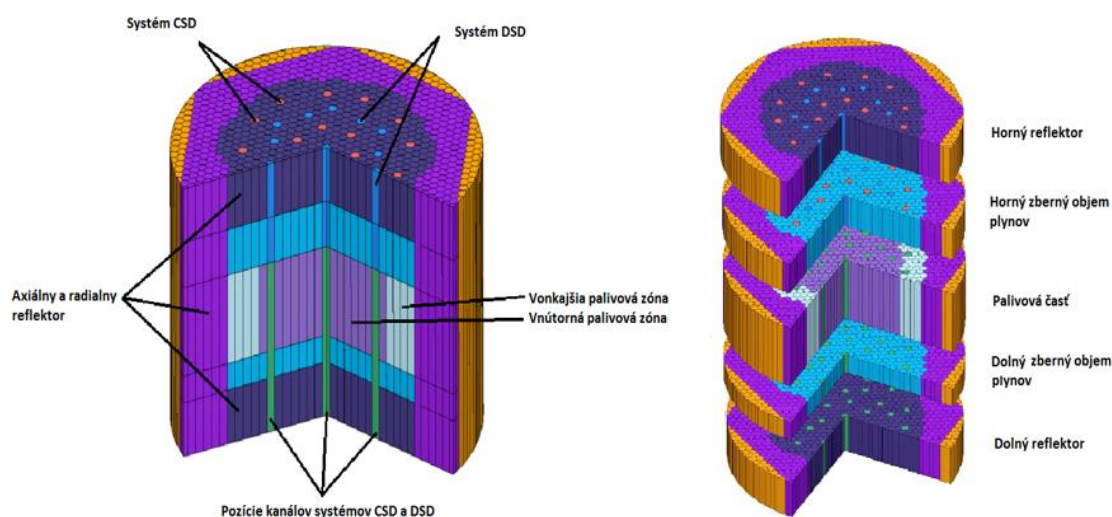
Ide o vysokoteplotný, héliom chladený rýchly reaktor, využívajúci uzavretý palivový cyklus. Referenčná jednotka s tepelným výkonom 2400 MWt využíva procesy recyklácie paliva SFR a niektoré konštrukčné technológie reaktora VHTR. Dizajn reaktora prezentovaný v dizertačnej práci je založený na konfigurácii AZ z medzinárodného projektu GoFastR [7]. Základné dizajnové parametre reaktora GFR 2400 sú zhrnuté v Tab. 1.2.

Tab. 1.2 Základné dizajnové parametre reaktora GFR 2400 [8]

Parameter	Hodnota	Fyzikálna jednotka
Tepelný výkon	2400	MWt
Hrubá elektrická účinnosť	45	%
Primárny tlak chladiva	7	MPa
Prietok chladiva	1213	kg/s
Teplota chladiva na vstupe do AZ	400	°C
Teplota chladiva na výstupe z AZ	780	°C
Tlakové straty	143	kPa

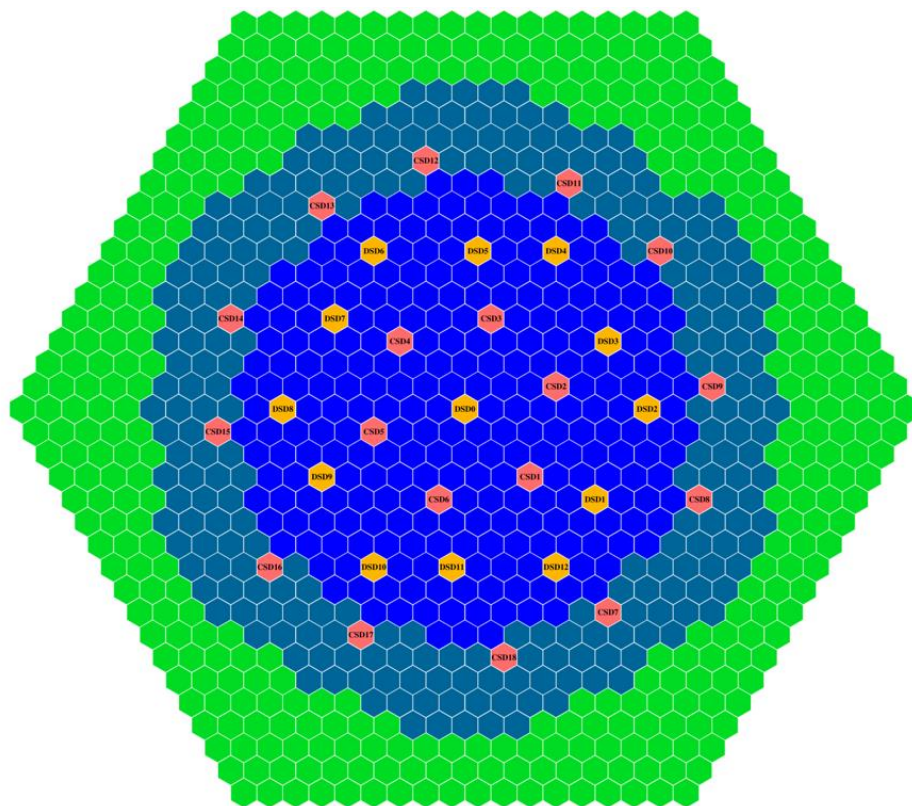
1.2.2. Aktívna zóna a regulačný systém reaktora

AZ reaktora GFR 2400 sa skladá z dvoch palivových zón. Vnútoraná palivová zóna (IF) pozostáva z 264 hexagonálnych palivových článkov s objemovou frakciou izotopov Pu 14,2 % a vonkajšia palivová zóna (OF) z 252 článkov s objemovou frakciou izotopov Pu 17,6 %. Obe palivové zóny pozostávajú z karbidového paliva prútikového typu a z kompozitného pokrytia SiC-SiC_f s kovovými naparenými vrstvami (W14Re a W). Palivové prútiky sú tvorené štiepateľnými a množivými izotopmi prvkov U, Pu a Am. Predpokladá sa, že na palivové články bude použité plutónium prepracované z francúzskych ľahkovodných reaktorov. Palivová časť AZ je obklopená šiestimi prstencami radiálneho reflektora z materiálu Zr_3Si_2 . V axiálnom smere sú pod a nad palivovou časťou AZ umiestnené zberné objemy plyných produktov štiepenia a axiálny reflektor z materiálu Zr_3Si_2 . Rez AZ reaktora GFR 2400 je znázornený na Obr. 1.1.



Obr. 1.1 Rez aktívnej zóny reaktora GFR2400

Regulačný systém reaktora GFR 2400 pozostáva z 13 kaziet diverzifikovaných bezpečnostných zariadení (DSD) a 18 kaziet regulačných zariadení (CSD). Predpokladá sa, že absorbátory budú vyhotovené z materiálu B_4C obohateného o izotop ^{10}B na úroveň 90 % hmotnosti. Na Obr. 1.2 je znázornená schéma číslovania jednotlivých regulačných kaziet systémov CSD a DSD. Kazety systému DSD sú označené oranžovou a kazety systému CSD červenou farbou. Na obrázku sú vyznačené aj oblasti vnútornej palivovej zóny (tmavomodrá), vonkajšej palivovej zóny (svetlomodrá) a radiálneho reflektora (zelená).



Obr. 1.2 Systém označovania regulačných kaziet v AZ reaktora GFR 2400

2. Ciele dizertačnej práce

Ciele dizertačnej práce vychádzajú z aktuálneho stavu problematiky reaktorov IV. generácie a výskumu plynom chladeného rýchleho reaktora. Slovenská republika je jednou z mála krajín, ktoré sa aktívne podieľajú na výskume a vývoji plynom chladeného rýchleho reaktora. Slovensko navyše je aj jednou zo štvorice stredoeurópskych krajín, kde sa plánuje výstavba demonštračnej jednotky plynom chladeného rýchleho reaktora - ALLEGRO. Z hľadiska reaktorovej fyziky je jedným z najdôležitejších aspektov bezpečnej prevádzky a odstavenia reaktora dostupnosť efektívneho regulačného systému. Hlavným cieľom dizertačnej práce preto bola identifikácia problémových oblastí, ktoré môžu mať súvis s reguláciou a s bezpečným odstavením plynom chladeného rýchleho reaktora. Keďže veľká aktívna zóna energetického reaktora ponúka široký priestor pre vývoj metodického aparátu, všetky prezentované analýzy boli vykonané pre reaktor GFR s tepelným výkonom 2400 MWt. Aplikovateľnosť týchto postupov sa však predpokladá aj pre kompaktnú aktívnu zónu jeho demonštračnej jednotky ALLEGRO. Vytýčené ciele dizertačnej je možné zhrnúť do nasledovných oblastí:

1. Analýza základných neutrónovo-fyzikálnych charakteristík a dostupného dizajnu regulačného systému reaktora GFR 2400 prostredníctvom stochastických výpočtových kódov.
2. Identifikácia prípadných nedostatkov regulačného systému reaktora GFR 2400 a vykonanie štúdií zameraných na zlepšenie efektívnosti tohto systému.
3. Posúdenie použitia deterministických postupov pre zefektívnenie výpočtov aktívnej zóny reaktora GFR 2400.
4. Vývoj metodiky na prípravu sady mikroskopických a makroskopických účinných prierezov pre deterministické výpočty reaktora GFR 2400.
5. Overenie stochastických výpočtov zameraných na efektívnosť regulačného systému reaktora GFR 2400 deterministickými metódami.

3. Analýza základného dizajnu reaktora GFR 2400

3.1. Základné neutrónovo-fyzikálne charakteristiky

3.1.1. Zásoba reaktivity s čerstvým palivom

Základný výpočtový stav reaktora je stav s čerstvým palivom, keď všetky komponenty AZ zodpovedajú nominálnym prevádzkovým parametrom a všetky regulačné kazety (RK) sú umiestnené v hornej koncovej polohe nad AZ. Tento stav je charakterizovaný neutrónovo-fyzikálnymi parametrami AZ. Analýzy týchto parametrov boli vykonané pomocou dvoch Monte Carlo výpočtových kódov, MCNP5 [9] a SCALE6 [10]. V prípade MCNP5 boli použité teplotne závislé a energeticky spojené knižnice účinných prierezov vytvorené pomocou kódu NJOY99 [11] na základe evaluovaných dát ENDF/B-VII.0 [12]. V prípade systému SCALE6 boli použité aj energeticky spojené (CE), ale aj viacskupinové (MG) knižnice účinných prierezov. Výsledky parametrov charakterizujúcich základný stav AZ sú zhrnuté v Tab. 3.1.

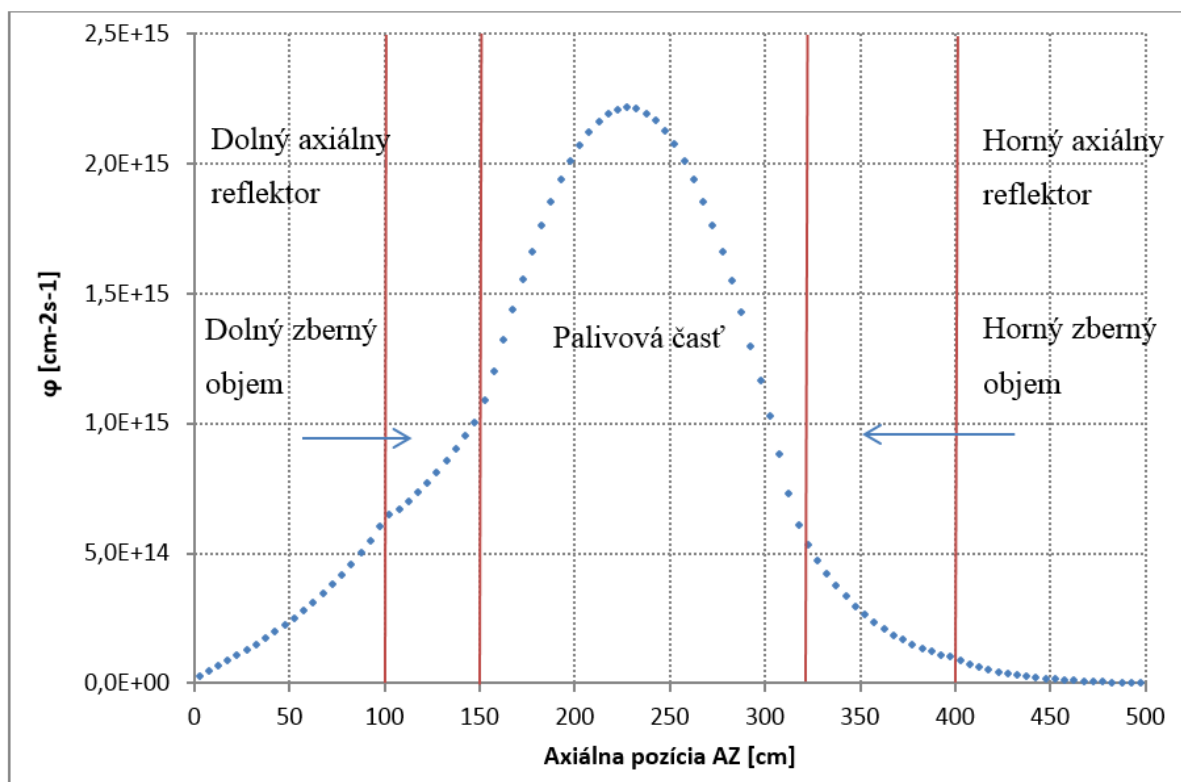
Tab. 3.1 Základné neutrónovo-fyzikálne parametre AZ reaktora GFR 2400

Parameter	MCNP5	SCALE6 MG	SCALE6 CE	Jednotka
β_{eff}	381 ± 7	-	-	[pcm]
ρ_e	1830,9 ± 5,0	2108,1 ± 9,0	1871,5 ± 9,0	[pcm]
ρ_e	4,80 ± 0,09	5,53 ± 0,10	4,91 ± 0,09	[\$]
ν	2,91	-	-	[neutrón]
Q	187,2	-	-	[MeV]
λ	-	5,61	5,97	[cm]

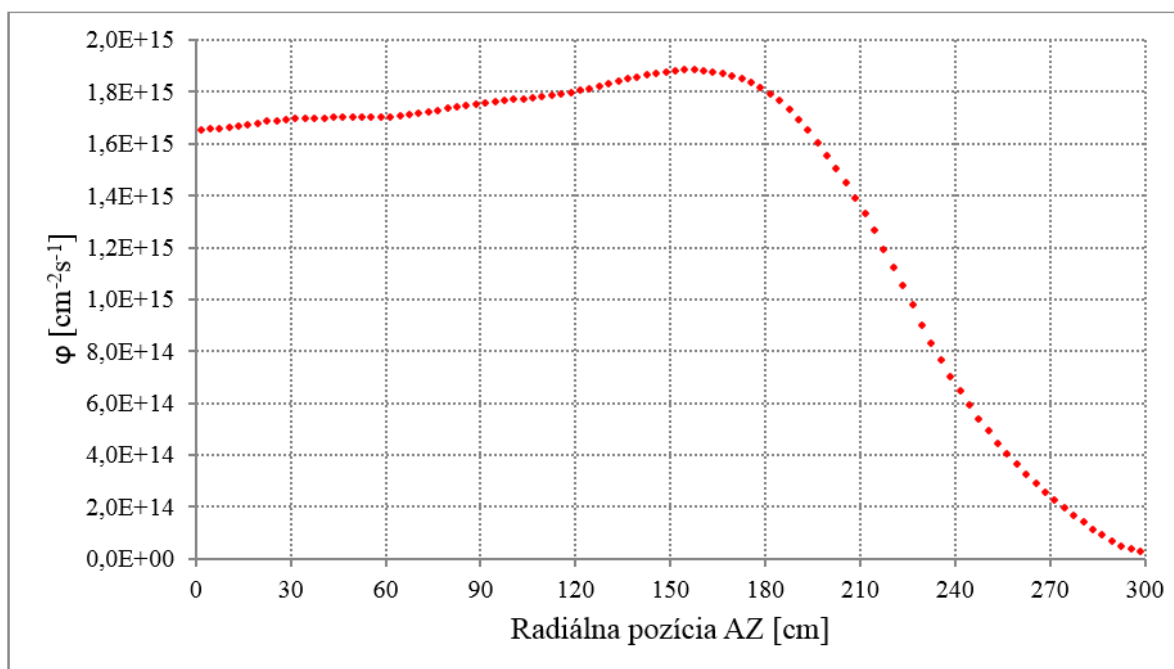
V dôsledku pomerne vysokej objemovej frakcie Pu v AZ reaktora je efektívny podiel oneskorených neutrónov len 381 ± 7 pcm. Môže to spôsobiť komplikácie pri riadení reaktora, hlavne na konci palivovej kampane, keďže sa s vyhorením predpokladá ďalší pokles β_{eff} . Zásoba reaktivity AZ reaktora sa pohybuje na úrovni $4,80 \pm 0,09$ \$ až $5,53 \pm 0,10$ \$. Bola dosiahnutá výborná zhoda medzi MCNP5 a SCALE6 s použitím CE knižníc ($40,7 \pm 10,3$ pcm). Odchýlka medzi MG a CE prístupom systému SCALE6 bola o niečo väčšia, $236,6 \pm 12,7$ pcm. Tento rozdiel sa dá pripísať viacskupinovému prístupu, pri ktorom nebola splnená podmienka nemennosti spektra neutrónov v AZ reaktora.

3.1.2. Rozloženie hustoty toku a spektrum neutrónov v AZ reaktora

Analýza rozloženia hustoty toku neutrónov bola vykonaná prostredníctvom výpočtového kódu MCNP5 pomocou špeciálnych „meshtalies“. Grafické prevedenie výsledkov rozloženia hustoty toku neutrónov v axiálnom smere je znázornené na Obr. 3.1 a v radiálnom smere na Obr. 3.2. V axiálnom smere bola dosiahnutá maximálna hodnota hustoty toku neutrónov $2,22 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ v pozícii 227 cm od spodku AZ. Najnižšia hodnota ϕ $1,10 \cdot 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ prislúcha vrchu AZ. Z Obr. 3.1 je jasne vidieť predpokladaný kosínusový priebeh, ale s miernou asymetriou. K deformácii rozloženia hustoty toku neutrónov dochádza v dôsledku rozdielnej výšky zberných objemov plynných produktov štiepenia a systému regulačných kaziet umiestneného nad palivovou časťou AZ. V radiálnom smere bola maximálna hodnota ϕ $1,89 \cdot 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ dosiahnutá v pozícii 155 cm od centra AZ. Najpravdepodobnejšie energie neutrónového spektra sa nachádzajú medzi 100 keV - 1 MeV. V radiálnom smere dochádza k posunu neutrónového spektra k nízkym energiám v dôsledku moderačného efektu radiálneho reflektora. V oblasti najpravdepodobnejších energií sa prejavujú lokálne maximá a minimá spôsobené prítomnosťou materiálov W a Re, ktoré sa vyznačujú výraznými rezonanciami mikroskopického účinného prierezu absorpcie.



Obr. 3.1 Rozloženie hustoty toku neutrónov v axiálnom smere AZ reaktora GFR 2400



Obr. 3.2 Rozloženi hustoty toku neutrónov v radiálnom smere AZ reaktora GFR 2400

3.2. Vyšetrovanie teplotného a dutinového efektu reaktivity

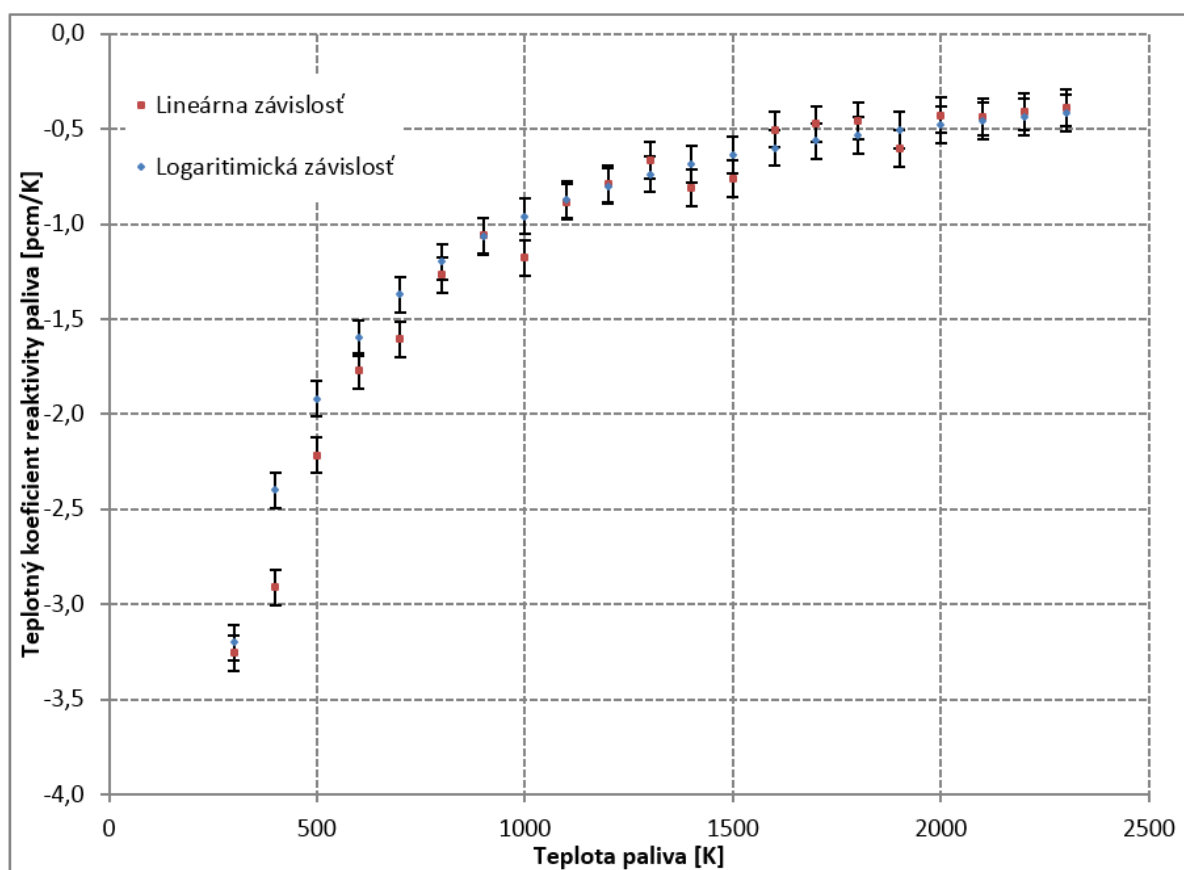
Teplotný koeficient reaktivity paliva a_0 je definovaný ako zmena reaktivity zodpovedajúca jednotkovej zmene teploty paliva. Dá sa vyjadriť vzťahom (1), kde $\partial\rho$ je jednotková zmena reaktivity systému a ∂T_0 jednotková zmena teploty paliva:

$$a_0 = \frac{\partial \rho}{\partial T_0}. \quad (1)$$

Výpočtový kód MCNP5 neumožňuje priamu simuláciu spojitej zmeny teploty. Preto nie je možné priamo aplikovať ani výraz (1) a zmenu reaktivity je potrebné vyšetrovať v diskretných krokoch. Existujú dva prístupy, prvým z nich je výpočet a_0 ako rozdielu absolútnej reaktivity systému pre danú zmenu teploty paliva. Druhý spôsob spočíva v interpolácii spojitou funkciou, v našom prípade logaritmickou pomocou vzťahu (2):

$$\rho(T_0) = -959,92 \ln(T_0) + 8701,91. \quad (2)$$

Výsledky pre teplotný rozsah 300 – 2200 K s krokom 100 K sú znázornené Obr. 3.3. Koeficient a_0 nadobúda záporné hodnoty na celom vyšetřovanom rozsahu s trendom poklesu smerom k vyšším teplotám. Pri ohreve paliva z 300 K na 1263 K by dosahoval efekt reaktivity -1435 pcm. Pri náhlom náraste teploty z 1263 K na 2200 K by dosiahol ďalších -488 pcm, čo by napomohlo k spomaleniu vzniknutého neutronického prechodového deja.

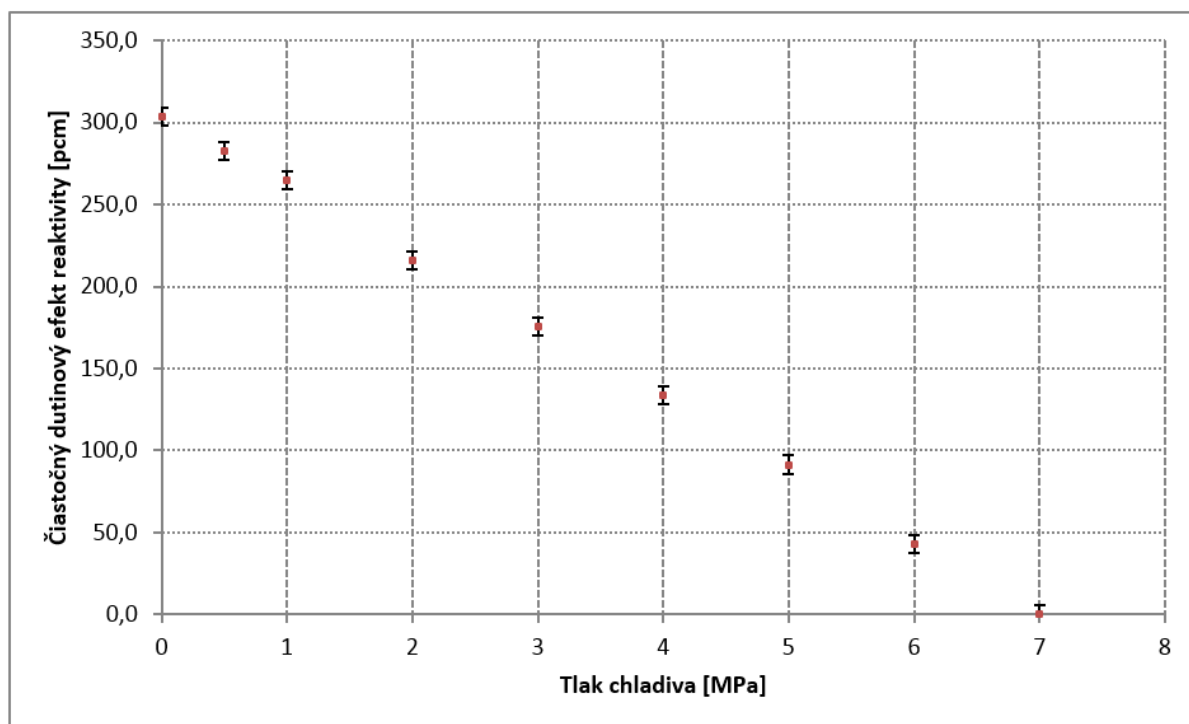


Obr. 3.3 Priebeh teplotného koeficientu reaktivity paliva pre rozsah teplôt 300 – 2 200 K

Dutinový, alebo v anglickej terminológii „void“ efekt reaktivity je zmena reaktivity sústavy v dôsledku dutín v moderátore, resp. chladiive. Tiež je ho možné definovať ako zmenu reaktivity v dôsledku zmeny koncentrácie atómov chladiiva. Pri analýze v kóde MCNP5 sa predpokladalo, že zmena tlaku nastane v celej AZ rovnako, nenastane zmena teplôt komponentov AZ a neprejavia sa ani efekty reaktivity spojené s touto zmenou. Dutinový efekt reaktivity $\Delta\rho_e^{void}$ v tomto priblížení je možné vyjadriť pomocou vzťahu (3) ako rozdiel zásob reaktivít systému pri tlaku chladiiva 0,1 MPa $\rho_e^{0,1}$ a prevádzkovom tlaku 7 MPa $\rho_e^{7,0}$:

$$\Delta\rho_e^{void} = \rho_e^{0,1} - \rho_e^{7,0}. \quad (3)$$

Analýza bola vykonaná v 10 krokoch, v každom z nich bola vykonaná zmena veľkosti tlaku hélia prostredníctvom príslušnej zmeny jej hustoty. Vyšetrované hodnoty tlaku hélia boli nasledovné: 7; 6; 5; 4; 3; 2; 1; 0,5; 0,1. Výsledky efektu reaktivity systému pre rozsah tlakov 0,1 a 7 MPa sú znázornené Obr. 3.4, kde je vynesená aj neistota Monte Carlo výpočtu.



Obr. 3.4 Priebeh efektu reaktivity od tlaku chladiča pre rozsah 0,1 – 7 MPa

Celkový efekt reaktivity pri zmene tlaku hélia vo vyšetrovanom rozsahu bol $303,5 \pm 7,7$ pcm. Aj keď v prípade vnosu zápornej reaktivity $0,80 \pm 0,03$ \$ do systému, by nemala nastať kritickosť na okamžitých neutrónoch, ale ide o hodnotu, ktorá prevyšuje bezpečnostné limity súčasných jadrových elektrární. Strata tlaku chladiča spojená so stratou schopnosti odvodu výkonu z palivových článkov môže viesť k vážnym havarijným stavom.

3.3. Vyšetrovanie efektívnosti regulačného systému reaktora GFR 2400

Pre bezpečnú prevádzku reaktora GFR 2400 je nevyhnutné mať k dispozícii efektívny regulačný systém, ktorý okrem operatívnej regulácie výkonu dokáže zabezpečiť aj bezpečný a rýchly prechod na dostatočnú úroveň podkritickosti. V nasledujúcej časti budú pojednávané parametre slúžiace na posúdenie efektívnosti dizajnu regulačného systému reaktora.

3.3.1. Váha homogénnych RK

Váha RK hovorí o veľkosti zápornej reaktivity vnesenej do AZ reaktora ich zasunutím. Pri predpoklade, že po dostatočne dlhom čase po zasunutí RK do AZ doznali všetky prechodové deje a vyššie harmonické zložky ϕ a ρ , je možné Monte Carlo výpočtom simulovať váhu RK v dvoch krokoch, pred a po zasunutí RK do AZ. Potom je možné váhu RK $\Delta\rho_{RKi}$ vyjadriť vzťahom (4):

$$\Delta\rho_{RKi} = \rho_e - \rho_{RKi}, \quad (4)$$

kde ρ_e predstavuje zásobu reaktivity systému pre prípad umiestnenia všetkých RK v hornej a ρ_{RKi} v dolnej koncovej polohe AZ. Výpočty boli vykonané pomocou MCNP5 s CE knižnicami účinných prierezov a v SCALE6 s 238 skupinovou energetickou štruktúrou (MG). Výsledky výpočtu sú zhrnuté v Tab. 3.2. Výsledky sú zaokrúhlené na celé pcm.

Tab. 3.2 Absolútne váhy regulačných kaziet reaktora GFR 2400

Identifikátor	$\Delta\rho_{RKi}$ [pcm]		δ_{MCNP} [pcm]
	MCNP CE	SCALE6 MG	
ALL DOWN	12364 $\pm$ 8	12333 $\pm$ 9	-31 $\pm$ 12
DSD	4367 $\pm$ 7	4317 $\pm$ 8	-50 $\pm$ 11
CSD	8016 $\pm$ 8	8014 $\pm$ 9	-2 $\pm$ 11
CSD1R	1472 $\pm$ 7	1438 $\pm$ 8	-34 $\pm$ 11
CSD2R	4640 $\pm$ 7	4629 $\pm$ 8	-11 $\pm$ 11
CSD2	305 $\pm$ 7	291 $\pm$ 8	-14 $\pm$ 11
CSD10	255 $\pm$ 7	249 $\pm$ 8	-6 $\pm$ 10
DSD0	303 $\pm$ 7	297 $\pm$ 8	-6 $\pm$ 10
DSD4	299 $\pm$ 7	296 $\pm$ 8	-3 $\pm$ 10

Medzi výsledkami MCNP CE a SCALE MG bola dosiahnutá prijateľná zhoda. Rozdiely je možné pripísať metodike MG výpočtu na rozhraní palivových zón. Celková váha RK v jednotkách efektívneho podielu oneskorených neutrónov predstavuje 35,5 \$. Váha systému CSD 21 \$ a systému DSD 11,5 \$. Je možné skonštatovať, že oba systémy by mali byť samostatne schopné bezpečne odstaviť reaktor. Problém by však mohol nastať v prípade nedostupnosti systému DSD a zaseknutia vonkajšieho prstenca systému CSD, keď vnútorný prstenec by nedisponoval takou váhou aby dokázal uviesť reaktor do podkritického stavu.

3.3.2. Vzájomné ovplyvňovanie homogénnych RK.

Aby sa zistili efekty interferencie, bol zavedený koeficient A_{RKi} podľa vzťahu (5) [13]:

$$A_{RKi} = \frac{\Delta\rho_{RK(1,2...N)} - \Delta\rho_{RK(1,2...N)-i}}{\Delta\rho_{RKi}} \quad (5)$$

Čitateľ výrazu vyjadruje rozdiel medzi váhou všetkých RK danej skupiny $\Delta\rho_{RK(1,2...N)}$ a váhou všetkých RK danej skupiny okrem vyšetrovanej $\Delta\rho_{RK(1,2...N)-i}$. Menovateľ výrazu $\Delta\rho_{RKi}$ je váha samotnej vyšetrovanej RK neovplyvnenej inými RK. Ak $A_{RKi} > 1$, tak hovoríme o efekte zosilnenia, ak $A_{RKi} < 1$, hovoríme o efekte tienenia [13]. Výsledky A_{RKi} získané pomocou MCNP5 s CE knižnicami a príslušné neistoty sú zhrnuté v Tab. 3.3.

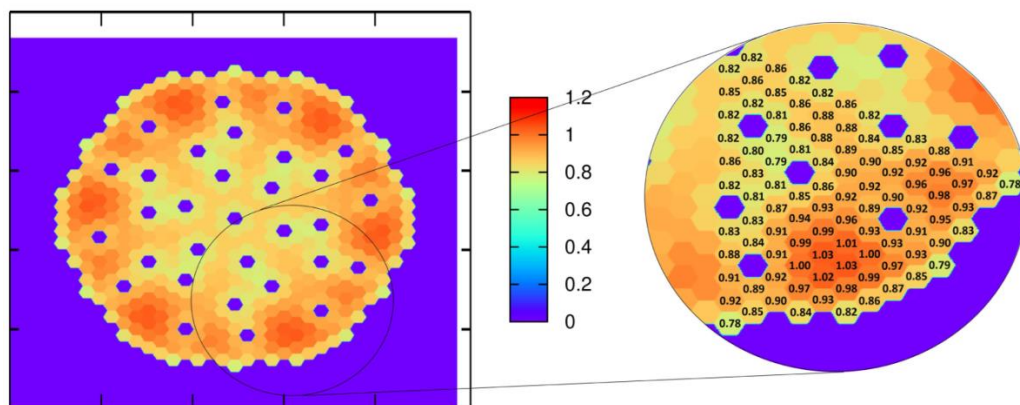
Tab. 3.3 Koeficienty interferencie homogénnych regulačných kaziet reaktora GFR 2400

ID.	$A_{RKi} \pm \sigma_A$	Vplyv na RK	ID.	$A_{RKi} \pm \sigma_A$	Vplyv na RK
DSD	1,001 $\pm$ 0,002	Neutrálny	CSD2	0.418 $\pm$ 0,032	Tienenie
CSD	1,003 $\pm$ 0,001	Neutrálny	CSD10	10.08 $\pm$ 0,215	Zosilnenie
CSD1R	0.822 $\pm$ 0,007	Tienenie	DSD0	0.295 $\pm$ 0,032	Tienenie
CSD2R	1.494 $\pm$ 0,003	Zosilnenie	DSD4	1.719 $\pm$ 0,045	Zosilnenie

Medzi systémami CSD a DSD nebola zistená výrazná interferencia, avšak v prípade samostatných RK je možné sledovať efekty vzájomného ovplyvnenia. RK CSD2 a DSD0 sú značne tienené naopak RK CSD10 je signifikantne zosilnená. Ostatné RK nespôsobujú významnejšie interferencie. Zosilnenie váhy RK CSD10 je možné vysvetliť procesom vtlačania hustoty toku neutrónov do oblasti jej maxima. Na existencii tohto efektu sa podpísala aj nerovnomerná vzdialenosť medzi jednotlivými RK vo vonkajšej palivovej zóne.

3.3.3. Vyšetrovanie lokálnych multiplikačných vlastností AZ s homogénnymi RK

Pre pochopenie interferencie RK bola vykonaná analýza lokálnych multiplikačných vlastností (LMV) reaktora [10]. Výsledky pre stav reaktora so všetkými RK v dolnej koncovej polohe sú znázornené na Obr. 3.5.



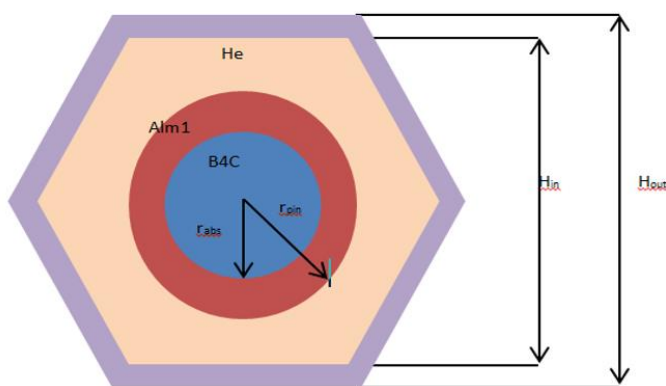
Obr. 3.5 Hodnoty parametra LMV pre prípad zasunutých RK [14]

Aj keď sa jedná o podkritický stav reaktora, v prípade niekoľkých palivových článkov dosahovali parametre LMV hodnoty väčšie ako 1. Celkovo bolo identifikovaných 6 zón so zvýšenými hodnotami parametra LMV, pričom všetky zóny sa nachádzajú v radiálne symetrických polohách aktívnej zóny. Ukázalo sa, že použitím čierneho absorbátora je možné zabrániť tomu, aby parametre LMV prekročili limitnú hodnotu 1. Parametre čierneho absorbátora však v praxi nebude možné dosiahnuť, len sa k ním priblížiť. Navyše podľa štúdie [13] sa pre plátové palivo predpokladá váha RK len na úrovni 80 - 90 % homogénneho dizajnu RK. Je možné teda predpokladať, že pre heterogénny dizajn RK budú výraznejšie aj hodnoty parametra LMV. Nakoľko heterogénny dizajn RK pre AZ s prúťkovým palivom nie je dostupný, v ďalšej časti bude popísaná metodika návrhu heterogénnych RK a vyšetrovanie ich efektívnosti.

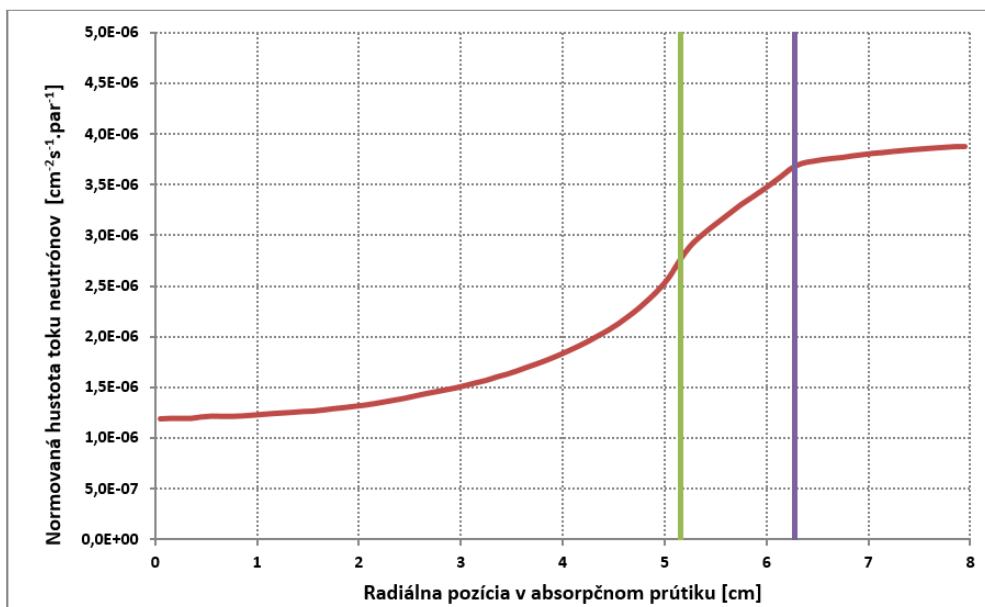
4. Návrh zjednodušeného heterogénneho dizajnu RK

4.1. Stanovenie optimálneho polomeru absorpčného prútika

Najčastejším geometrickým usporiadaním absorbátora v RK je prútik, preto je dôležité poznať jeho optimálny polomer. Z hľadiska neutroniky môže byť výhodná analýza hĺbky penetrácie neutrónov [13]. Výhodou tejto metódy je, že je ju možné vykonať na jednoduchom modeli prútika. Ak sa spektrum a rozloženie hustoty toku neutrónov v axiálnom smere významne nemení, je možné považovať túto metódu za jednorozmerný prístup. Pri vytváraní základného prútikového modelu je možné vychádzať z informácií pre reaktor ALLEGRO [15] a predpokladať, že sa RK skladá z absorbátora B_4C (^{10}B 90 %_w), z oceľového pokrytia (AIM1), z keramickej obálky (SiC), z centrálnej vodiacej tyče (AIM1), z centrálneho hexagónu (SiC) a z hélia vyplňajúceho zvyšný priestor. Na základe homogénnych materiálových zastúpení RK bol v prostredí kódu MCNP5 vytvorený základný prútikový model RK ktorý je znázornený Obr. 4.1. Zmeny hustoty toku neutrónov po priereze absorpčného prútika boli ohodnotené pomocou „meshtallies“ s krokom 1 mm. Výsledky výpočtu ϕ sú znázornené na Obr. 4.2.



Obr. 4.1 Prierezy rez prútikového modelu RK

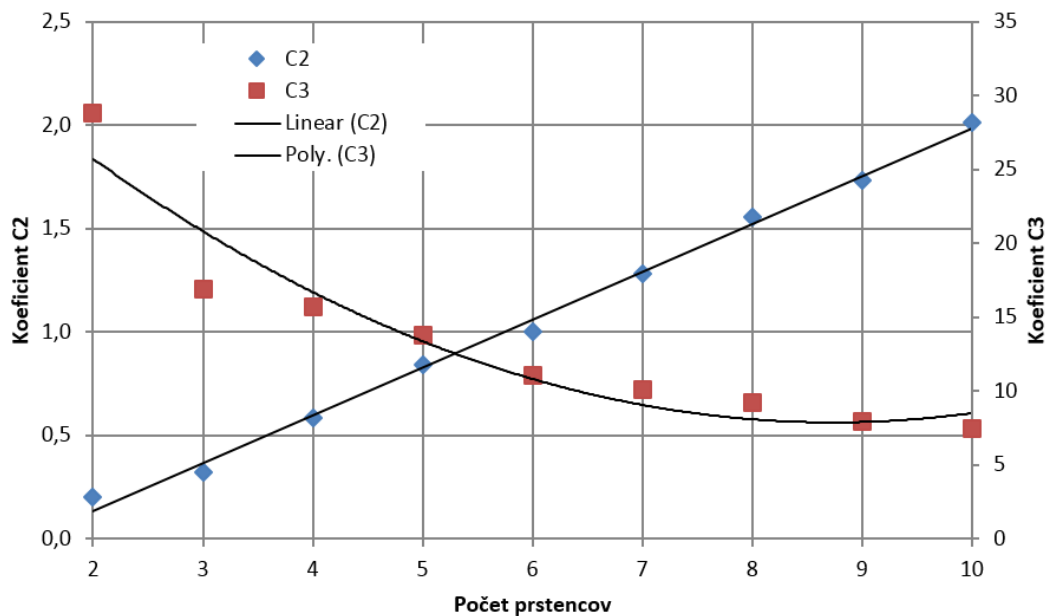


Obr. 4.2 Rozloženie hustoty toku neurónov po priereze regulačnej kazety

Z výsledkov vyplýva, že polomer 2,8 cm by bol primeraný na dosiahnutie dvojnásobného poklesu hustoty toku neutrónov. V reálnych dizajnoch RK sú absorpčné prúťky umiestnené v prstencoch a pre danú hmotnosť materiálu ich polomer závisí od ich celkového počtu v danom prstencovom umiestnení. Porovnanie rozloženia hustoty toku neutrónov je preto výhodné vykonať pre pozície, ktoré zodpovedajú polomerom prúťkov umiestnených v reálnych prstencoch. Pre každý z polomerov zodpovedajúcich 1 - 10 prstencom bol porovnávaný výsledok hustoty toku neutrónov a boli zavedené tri koeficienty (6):

$$C_1 = \frac{\varphi_i^{pin}}{\varphi_0^{pin}}, \quad C_2 = \frac{C_1}{r_{abs}}, \quad C_3 = \frac{1000 \cdot C_2}{N_{pin}}. \quad (6)$$

C_1 (6) reprezentuje pomer hustoty toku neutrónu vo vyšetrovanej ekvivalentnej pozícii φ_i^{pin} k hustote toku neutrónov na rozhraní medzi absorbátorom a pokrytím φ_0^{pin} . Pre ocenenie účinnosti absorbátora jednotkovej hrúbky bol zavedený ďalší koeficient C_2 (6), kde r_{abs} predstavuje polomer absorpčného prúťka. Pre ohodnotenie jednoduchosti dizajnu bol zavedený tretí koeficient C_3 (6), kde N_{pin} je počet prúťkov v RK. Na Obr. 4.3 je znázornené grafické porovnanie koeficientov C_2 a C_3 pre konfiguráciu 2 až 10 prstencov.



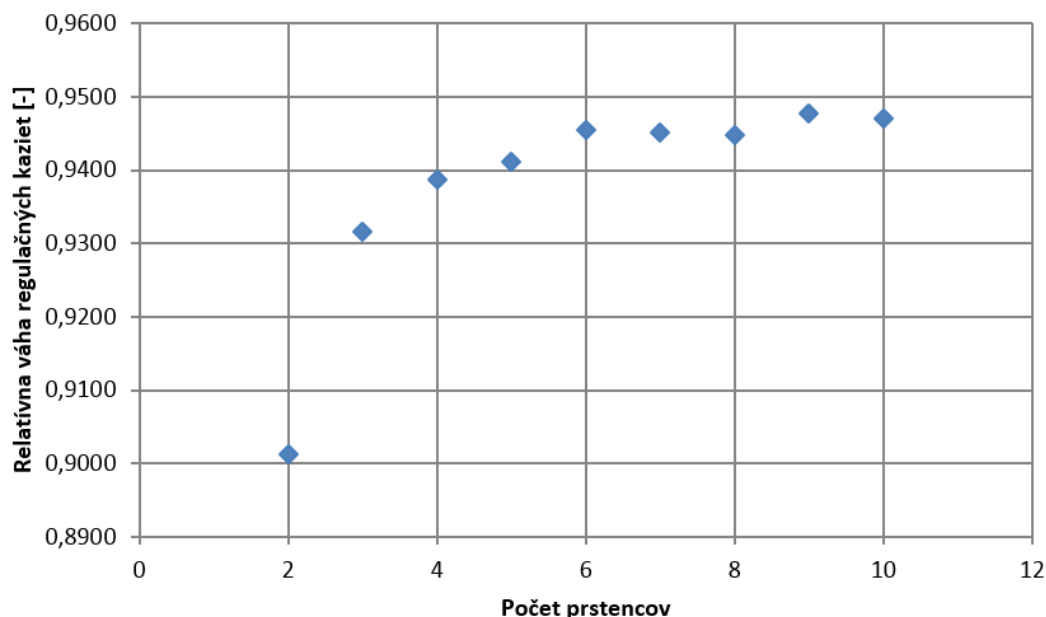
Obr. 4.3 Grafické porovnanie koeficientov C_2 a C_3

Po preložení funkčných hodnôt koeficientov C_2 a C_3 spojitými krivkami je na grafe možné vymedziť najperspektívnejšie návrhy, ležiace v oblasti prieseku dvoch kriviek. Je možné skonštatovať, že najperspektívnejšími návrhmi sú regulačné kazety s polomerom absorpčných prúťkov zodpovedajúcich konfigurácii 5 - 6 prstencov, čiže 61 a 91 prúťkov s polormi 0,854 cm a 0,740 cm.

Pre dané usporiadania prúťkov boli vytvorené modely kaziet CSD a DSD a v modeli AZ reaktora GFR 2400 boli umiestnené v dolnej koncovej polohe. Pre každý z návrhov bol vykonaný výpočet v MCNP5. Na vyhodnotenie výsledkov bola použitá absolútna váha pomocou vzťahu (4) a relatívna váha získaná pomocou vzťahu (7):

$$\Delta\rho_{RKi}^r = \frac{\Delta\rho_{RKi}^{het}}{\Delta\rho_{RKi}^{hom}}. \quad (7)$$

Výsledky relatívnych váh sú znázornené na Obr. 4.3, kde vidíme závislosť výsledkov od polomeru absorpčného prútika. Účinnosť 3 až 10 prstencových konfigurácií je podobná, na úrovni 93,15 % až 94,77 %. Nárast relatívnej váhy medzi 6 a 10 prstencami je menej ako 1 %, preto sa neoplatí usporiadať absorpčné prútiky do viac ako 5 - 6 prstencovej konfigurácie.



Obr. 4.4 Výsledky výpočtov vykonaných na modeli regulačnej kazety

4.2. Vyšetrovanie efektívnosti navrhnutého dizajnu RK

Po stanovení optimálneho polomeru absorpčných prútikov bolo potrebné vyšetriť efektívnosť navrhnutého dizajnu vzhľadom na parametre homogénneho dizajnu RK.

4.2.1. Váha heterogénnych RK

Postup výpočtu váhy RK bol rovnaký ako v prípade homogénneho dizajnu. Boli sledované absolútne $\Delta\rho_{RKi}^{het}$ (4) a relatívne váhy $\Delta\rho_{RKi}^r$ (7). Odchýlky medzi MCNP5 a SCALE6 dosiahli len hodnoty neistoty Monte Carlo výpočtu. V oboch kódach sa relatívne váhy RK pohybovali na úrovni 0,87 – 0,94. Relatívna váha všetkých RK bola ohodnotená na $0,913 \pm 0,001$. Účinnosť samostatných systémov CSD a DSD je veľmi podobná a dosahuje hodnoty $0,902 \pm 0,001$ resp. $0,918 \pm 0,002$. Rozdiely relatívnych váh rôznych pozícií AZ mohli byť spôsobené rozdielnosťou neutrónového spektra v daných pozíciách.

4.2.2. Vzájomné ovplyvňovanie heterogénnych RK

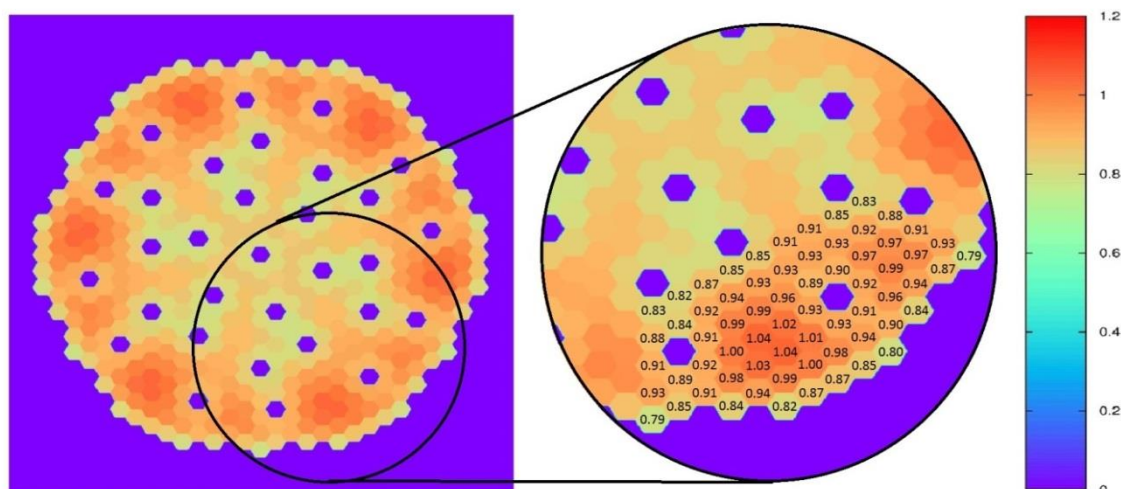
Ukázalo sa, že váha heterogénnych RK dosahuje len približne 90 % váhy homogénneho dizajnu, preto bolo dôležité poznať interferencie heterogénnych RK. Výsledky tejto analýzy sú zhrnuté v Tab. 4.1. V tabuľke sú uvedené aj výsledky pre homogénny dizajn RK a percentuálna odchýlka ΔA_{RKi}^{MCNP} . Systémy CSD a DSD sa navzájom skoro neovplyvňujú, ale medzi jednotlivými prstencami systému CSD existuje slabá interferencia. Stredný prstenec je mierne tienенý, v prípade vonkajšieho prstenca sa uplatňuje efekt zosilnenia váhy. V oboch prípadoch je efekt ovplyvňovania silnejší pre homogénny dizajn RK. Pre najviac posilnenú RK (CSD10) sa hodnota koeficienta A_i znížila z 10,083 na 8,839. Je možné skonštatovať, že predpoklad závislosti koeficienta A_i od váhy RK bol správny a heterogénne regulačné kazety sa v dôsledku ich nižšej váhy navzájom menej ovplyvňujú.

Tab. 4.1 Porovnanie koeficientov interferencie homogénneho a heterogénneho dizajnu RK

Pozícia	MCNP5 CE		SCALE6 MG	ΔA_{RK1}^{MCNP} [%]
	Homogénne	Heterogénne	Heterogénne	
DSD	$1,001 \pm 0,002$	$1,004 \pm 0,003$	$1,004 \pm 0,004$	$0,02 \pm 0,46$
CSD	$1,003 \pm 0,001$	$1,004 \pm 0,001$	$1,004 \pm 0,002$	$0,02 \pm 0,25$
CSD1R	$0,822 \pm 0,007$	$0,862 \pm 0,007$	$0,849 \pm 0,011$	$1,54 \pm 1,51$
CSD2R	$1,494 \pm 0,003$	$1,586 \pm 0,003$	$1,500 \pm 0,004$	$5,40 \pm 0,31$
CSD2	$0,418 \pm 0,032$	$0,494 \pm 0,034$	$0,361 \pm 0,050$	$26,92 \pm 11,37$
CSD10	$10,083 \pm 0,215$	$8,839 \pm 0,206$	$9,045 \pm 0,305$	$-2,33 \pm 4,19$
DSD0	$0,295 \pm 0,032$	$0,347 \pm 0,033$	$0,191 \pm 0,049$	$45,00 \pm 15,16$
DSD4	$1,719 \pm 0,045$	$1,756 \pm 0,049$	$1,576 \pm 0,066$	$10,26 \pm 4,50$

4.2.3. Vyšetrovanie lokálnych multiplikačných vlastností AZ s heterogénnymi RK

Keďže váha heterogénnych RK je približne o 8 - 10 % nižšia ako homogénneho dizajnu, bola pre heterogénny dizajn RK zopakovaná analýza z kapitoly 3.3.3 pomocou systému SCALE6. Grafické znázornenie výsledkov parametra LMV je znázornené na Obr. 4.5.



Obr. 4.5 Hodnoty parametra LMV pre prípad zasunutých RK do AZ

Z obrázku je jasne vidieť, že zóny charakterizované zvýšením parametra LMV, sú prítomné aj v prípade heterogénneho dizajnu regulačných kaziet. V dôsledku menšej váhy RK sa zvýšili ich hodnoty. Oproti homogénnemu dizajnu sa maximálne hodnoty parametra LMV zvýšili z 1,03 na 1,04. Zvýšil sa aj počet palivových článkov s hodnotou LMV prekračujúcich 1 v jednej zóne zo 6 na 7. Keďže tvorba takýchto zón je nežiaduca, je potrebné ich tvorbu obmedziť. Jednou z možností je zvýšenie váhy RK zavedením moderátora do priestoru absorpčných prútikov. Tomuto možnému riešeniu bude venovaný priestor v nasledujúcej časti.

5. Vyšetrovanie vplyvu použitia prídavného moderátora

5.1. Výber materiálu prídavného moderátora

Pre strednú energiu neutrónového spektra palivovej časti reaktora GFR 2400 (459 keV) sa hodnota celkového mikroskopického účinného prierezu ^{10}B pri teplote 300 K rovná len 4 barnom. V porovnaní s tepelnými systémami by pravdepodobnosť interakcie bola o niekoľko rádov nižšia. Posunom neutrónového spektra k nižším energiám je však možné doceliť nárast pravdepodobnosti interakcií a teda aj absorpcií na jadrách atómov ^{10}B . Základným predpokladom pri výbere vhodných materiálov moderátora pre reaktor GFR 2400 je, aby materiál nepodliehal fázovým premenám, ostal počas prevádzky v pevnej fáze a aby vydržal radiačnú záťaž spôsobenú vplyvom vysoko-energetických neutrónov. Po preštudovaní dokumentácie o podobných návrhoch použitých v prípade iných reaktorových konceptov [16],[17] bolo vybraných 8 materiálov ktorých parametre sú zhrnuté v Tab. 5.1.

Tab. 5.1 Základné parametre vybraných materiálov moderátora [16],[17],[18]

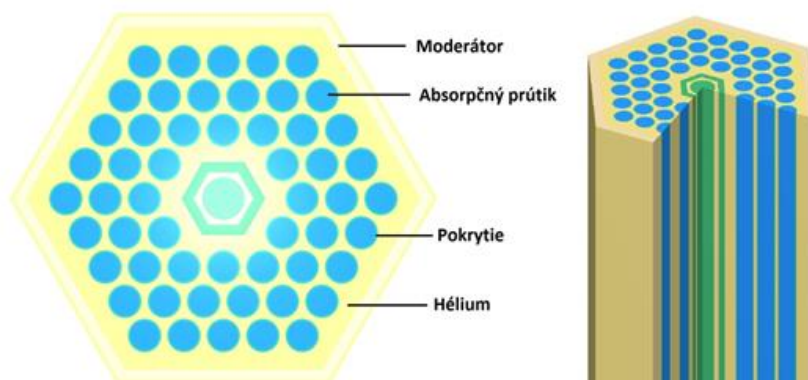
Materiál moderátora	Zastúpenie izotopov	$P_{\text{modi}}[\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}]$	Teplota topenia [K]
ZrH _{1,5}	prírodné	5,66	1073,16
ZrH _{2,0}	prírodné	5,56	1073,16
LiH	prírodné	0,78	961,86
LiH	obohatený o ^7Li	0,78	961,86
BeO	prírodné	3,01	2780,16
MgO	prírodné	3,58	3125,16
Li ₂ O	obohatený o ^7Li	2,01	1711,16
SiC	prírodné	2,6	3003,16

Najlepšie vlastnosti z hľadiska odolnosti voči vysokým prevádzkovým teplotám majú materiály MgO, SiC, BeO a Li₂O. Vzhľadom na predpokladanú priemernú prevádzkovú teplotu v oblasti RK sú zvyšné 4 materiály na hranici aplikovateľnosti, alebo môžu byť použité len v kombinácii s tepelným štítom, ktorý nesmie predstavovať clonu pre neutróny.

5.2. Posúdenie efektívnosti moderačnej vrstvy umiestnenej na periférii RK

5.2.1. Vyšetrovanie váhy prídavného moderátora

Pre všetky vybrané moderátory boli vytvorené modely heterogénnej RK kde materiál moderátora bol umiestnený pred hexagonálny obal na kraj regulačnej kazety, pričom hrúbka obalu bola zredukovaná. Radiálny rez vyšetrovanej RK je zobrazený na Obr. 5.1. Hrúbka moderačnej vrstvy sa menila v rozmedzí od 0 po 1,0 cm s krokom 0,2 cm. Časť obalu medzi hrúbkami 0 – 1 cm, kde nebol umiestnený moderátor bol vyplnený héliom.

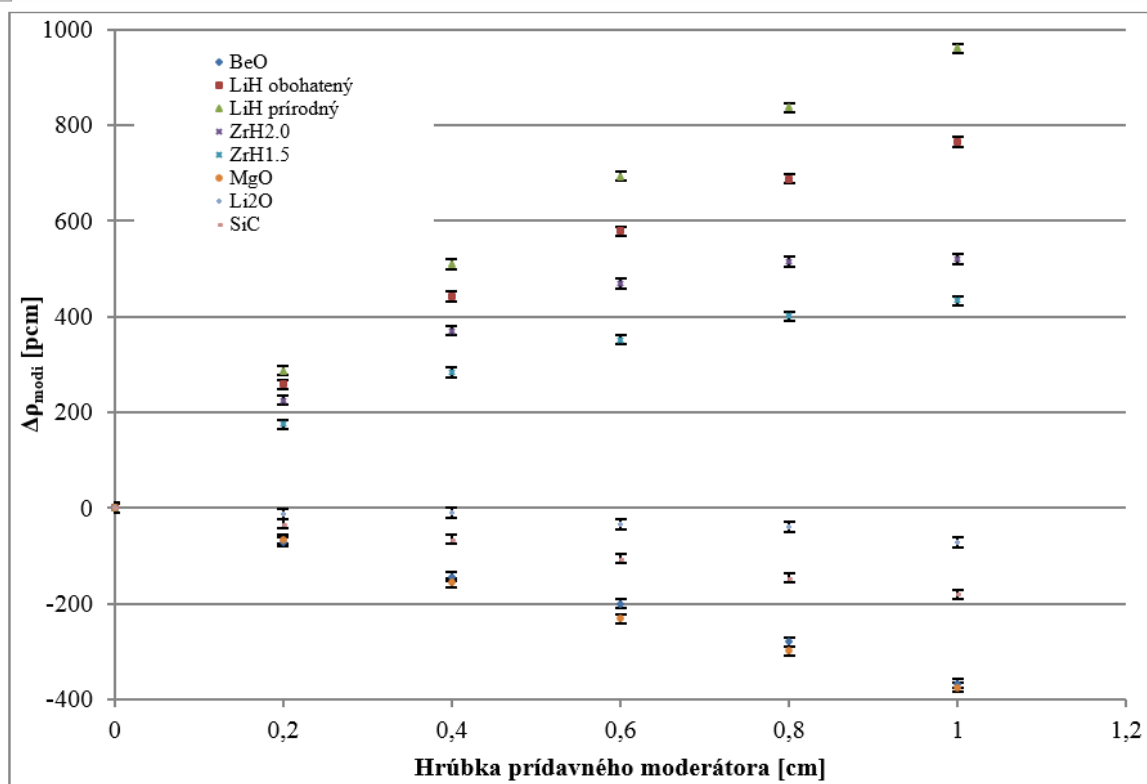


Obr. 5.1 Rez RK s moderátorom umiestneným na periférii

Bola vyšetrovaná váha moderačnej vrstvy $\Delta\rho_{modi}$, ktorú je možné vyjadriť pomocou vzťahu (8):

$$\Delta\rho_{modi} = \Delta\rho_{RK}(x \text{ cm}) - \Delta\rho_{RK}(0 \text{ cm}), \quad (8)$$

kde $\Delta\rho_{RK}(x \text{ cm})$ je váha RK pre príslušnú hrúbku moderátora (x cm) a $\Delta\rho_{RK}(0 \text{ cm})$ váha RK pre hrúbku 0 cm, teda pre prípad bez moderátora. Výsledky parametra $\Delta\rho_{modi}$ pre hrúbky 0 až 1 cm sú graficky znázornené Obr. 5.2.



Obr. 5.2 Výsledky váh moderátorov v závislosti od hrúbky ich vrstvy

Ukázalo sa, že najlepšiu účinnosť majú hydridy. Najväčšiu váhu pri hrúbke 1 cm má LiH v prírodnom zastúpení ($960,71 \pm 9,74$) pcm, obohatený LiH má o 20,41 % menšiu váhu. Použitie hydridu zirkónia, buď vo forme $ZrH_{2,0}$ alebo $ZrH_{1,5}$, by viedlo k nárastu váhy RK o $520,49 \pm 10,54$ pcm resp. $433,69 \pm 9,61$ pcm. Zaujímavým zistením je záporný trend moderátorov Li_2O , MgO , BeO a SiC , nakoľko sa predpokladal ich kladný vplyv na váhu RK.

5.2.2. Vyšetrovanie vplyvu moderátora na zmenu energie a reflektovanie neutrónov

Aby bolo možné vysvetliť negatívne trendy váhy niektorých moderátorov bola vykonaná analýza ďalších ukazovateľov. Sú to stredná energia absorbovaných neutrónov v B_4C $\overline{E}_{abs}$, stredná energia neutrónov v najbližšom prstenci palivových kaziet okolo absorbátora $\overline{E}_{IF1}$, hustota toku neutrónov v najbližších palivových článkoch φ_{IF1r}^i a pomer odrazených neutrónov od moderátora v týchto článkoch $\overline{\varphi_{IF1}^{odr}}/\overline{\varphi_{IF1}}$ oproti stavu bez prídavného moderátora. Bol zavedený koeficient významnosti moderátora K_{mod} , ktorý je definovaný vzťahom (9):

$$K_{mod} = \frac{\overline{E}_{abs}^{He}}{\overline{E}_{abs}^l} \cdot \frac{\overline{E}_{IF1}^l}{\overline{E}_{IF1}^{He}} \cdot \frac{\overline{\varphi_{IF1r}^{He}}}{\overline{\varphi_{IF1r}^l}} \quad (9)$$

Výsledky parametrov $\overline{E}_{abs}$, $\overline{\varphi_{IF1}}$, $\overline{E}_{IF1}$, $\overline{\varphi_{IF1}^{odr}}/\overline{\varphi_{IF1}}$ a K_{mod} sú zhrnuté v Tab. 5.2.

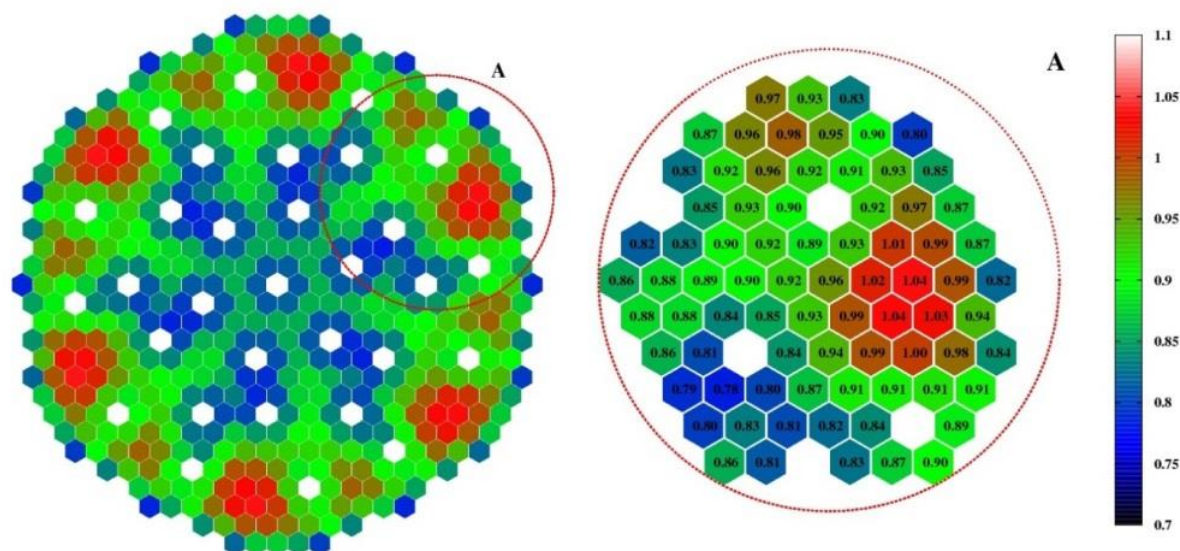
Tab. 5.2 Zhrnutie výsledkov zmeny energie a reflektovania neutrónov

Moderátor	$\overline{E}_{abs}[\text{keV}]$	$\overline{\varphi}_{IF1}[\text{cm}^{-2}\text{s}^{-1}]$	$\overline{E}_{IF1}[\text{keV}]$	$\overline{\varphi}_{IF1}^{odr}/\overline{\varphi}_{IF1} [\%]$	K_{mod}
He	198,00	9,992E14	488,34	18,65	1,0000
LiH oboh.	162,62	9,646E14	493,56	15,77	1,4500
LiH prir.	165,17	9,615E14	495,64	15,71	1,4020
ZRH _{2,0}	169,37	9,900E14	488,93	16,72	1,3056
ZRH _{1,5}	163,31	9,777E14	493,81	15,95	1,4333
BeO	191,28	1,019E15	485,81	19,68	0,9760
MgO	192,29	1,034E15	483,33	19,25	0,9875
Li ₂ O	189,71	1,005E15	481,41	19,03	1,0086
SiC	195,96	1,003E15	486,37	18,88	0,9941

Ukázalo sa, že z hľadiska znižovania strednej energie neutrónov absorbovaných na karbide bóru má najlepšie vlastnosti obohatený a prírodný LiH, ZrH_{2,0} a ZrH_{1,5}. Najväčšia výhoda hydridov spočíva v ovplyvňovaní spektra neutrónov v okolitých palivových prútikoch. Najhoršie vlastnosti má Li₂O, ktorý znížil strednú energiu neutrónov vyvolávajúcich štiepenie o 6,97 keV. Aj z hľadiska reflektovania neutrónov sa ukázali výborné vlastnosti hydridov. Vlastnosti BeO, MgO a SiC sú v dôsledku reflektovania neutrónov nepostačujúce.

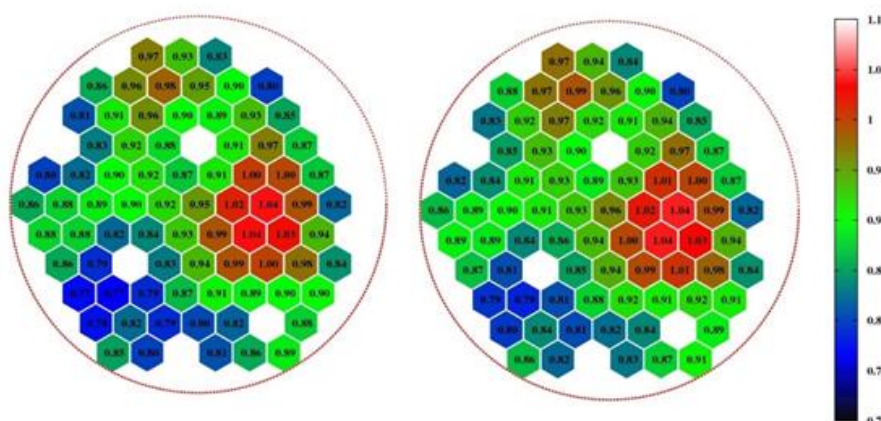
5.2.3. Posúdenie vplyvu moderátora na lokálne multiplikačné vlastnosti AZ

Hlavnou myšlienkou použitia prídavného moderátora bolo zvýšiť váhu RK. Keďže váha RK priamo vplyva na veľkosť parametra LMV, je potrebné vyšetriť jeho hodnoty aj pre prípady s moderátormi. Na Obr. 5.3 sú znázornené parametre LMV pre dizajn RK bez moderátora, kde na ľavej strane je zobrazená celá AZ a na pravej strane výsek AZ s číselnými hodnotami. Keďže sa parametre LMV medzi jednotlivými prípadmi použitého moderátora líšia len vo veľmi malej miere, v ďalších častiach budú zobrazené len výseky AZ.



Obr. 5.3 Hodnoty parametra LMV pre prípad bez moderátora

Z obrázku je vidieť, že vo vybranom výseku AZ sa nachádza 6 kaziet s $LMV \geq 1$. Vzhľadom na neistoty metódy Monte Carlo je výhodnejšie sledovať počet kaziet s hodnotou $LMV \geq 0,97$. Grafické porovnanie LMV pre prírodný LiH a BeO je znázornené na Obr. 5.4.



Obr. 5.4 Porovnanie parametrov LMV pre prírodný LiH a BeO

Aj keď zmena sledovaných parametrov nie je výrazná, najlepšie vlastnosti sa ukázali v prípade prírodného a obohateného LiH. Počet kaziet s $LMV \geq 1$ poklesol zo 6 na 5 a $LMV \geq 0,97$ zo 14 na 12. Ďalšie materiály pri ktorých bolo možné pozorovať zníženie priemernej hodnoty LMV boli Li_2O , $ZrH_{1,5}$ a $ZrH_{2,0}$. Použitie materiálov MgO, BeO a SiC neprinieslo pozitívne zmeny sledovaných parametrov.

5.2.4. Zhodnotenie vplyvu moderátora umiestneného na periférii RK

Ukázalo sa, že vzhľadom na všetky vyšetované parametre majú moderátory obsahujúce vodík, teda prírodný a obohatený LiH, $ZrH_{1,5}$ a $ZrH_{2,0}$ najlepšie vlastnosti. S ich použitím ale súvisí niekoľko problémov. Medzi ne patrí ich slabá odolnosť voči vysokým prevádzkovým teplotám a vznik voľného vodíka v dôsledku disociácie pri vysokých teplotách. Vysvetlením menej priaznivých vlastností bezvodíkových moderátorov je ich slabá moderačná schopnosť a zvýšená schopnosť reflektovať moderované neutróny do paliva. Umiestnením moderátora do medziprúťikového priestoru RK by sa ale zvýšila aj jeho vzdialenosť od palivových článkov, čím by sa zabránilo nadmernému reflektovaniu moderovaných neutrónov do priestoru palivových článkov.

5.3. Posúdenie efektívnosti moderačnej vrstvy vo vnútornej časti RK

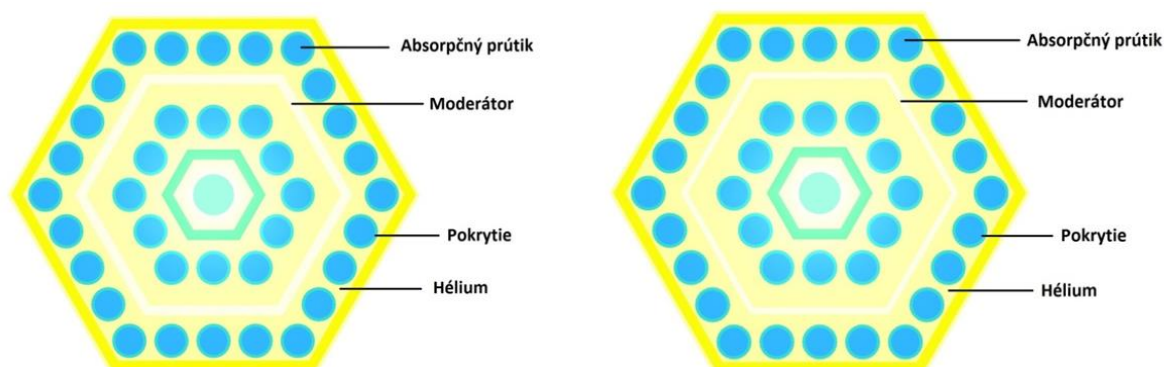
5.3.1. Popis jednotlivých návrhov

Prúťikový dizajn RK poskytuje priestor na umiestnenie moderátora do rôznych pozícií. Bolo vytvorených 7 návrhov pri ktorých sa predpokladalo, že moderátor má jednoduchý tvar, hexagón alebo kruh, a je umiestnený vo vnútornej časti RK. Najmarkantnejší rozdiel medzi návrhmi je v pomere hmotností moderátora a absorbátora. Základné parametre pre vytvorené návrhy sú zhrnuté v Tab. 5.3.

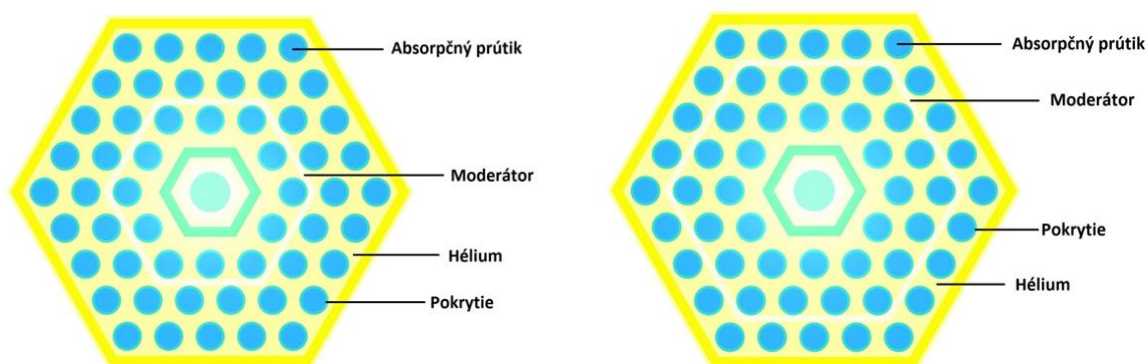
Tab. 5.3 Základné parametre pre vytvorené návrhy RK s moderátorom vo vnútornej časti

Označenie	R5a	R5b	R5c	R5d	R5e	R5f	R4a
<i>Tvar moderátora</i>	hex	hex	hex	hex	hex	kruh	hex
N_{abs}^{ring} [počet]	2	2	3	3	3	3	2
$N_{abs}^{prúťiky}$ [počet]	36	36	54	54	54	36	30
m_{abs} [kg]	17,577	17,577	19,774	19,774	19,774	17,577	14,648
N_{mod}^{vrstvy} [počet]	1	1	1	1	2	1	1
m_{mod} [kg]	6,284	3,777	2,983	4,164	7,147	3,442	6,666
m_{mod}/m_{abs} [–]	0,358	0,215	0,151	0,217	0,361	0,196	0,455

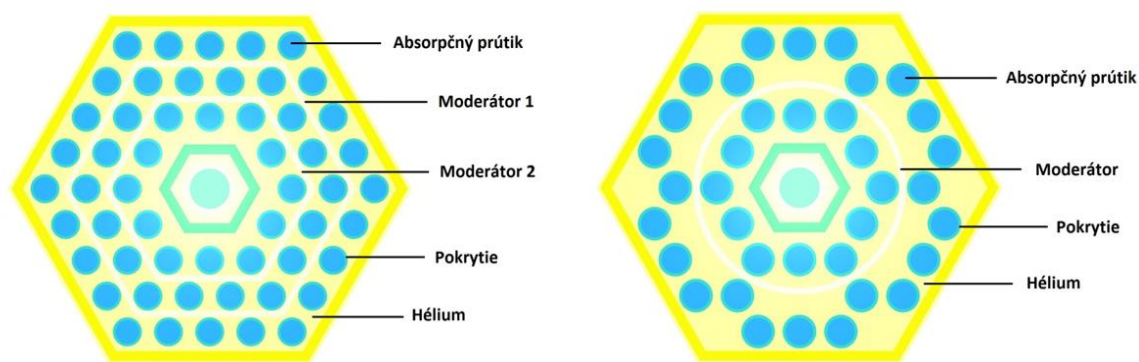
V tabuľke N_{abs}^{ring} predstavuje počet prstencov absorpčných prútikov, $N_{abs}^{prútiky}$ celkový počet absorpčných prútikov, m_{abs} hmotnosť absorbátora v jednej RK a N_{mod}^{vrstvy} počet umiestnených moderačných vrstiev. Ďalší parameter m_{mod} vyjadruje hmotnosť moderátora v jednej regulačnej kazete a m_{mod}/m_{abs} je pomer hmotností moderátora a absorbátora. Grafické znázornenie návrhov je na Obr. 5.5 - Obr. 5.8.



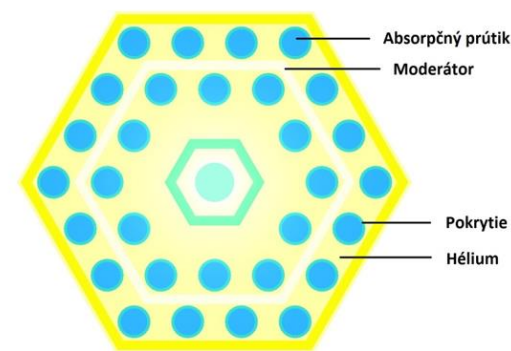
Obr. 5.5 Regulačné kazety s označením R5a a R5b



Obr. 5.6 Regulačné kazety s označením R5c a R5d



Obr. 5.7 Regulačné kazety s označením R5e a R5f



Obr. 5.8 Regulačná kazeta s označením R4a

5.3.2. Vyšetrovanie váhy prídavného moderátora

Pre jednotlivé návrhy boli vytvorené modely v prostredí kódu MCNP5. Výpočet váhy moderátora bol vykonaný rovnako ako v kapitole 5.2.1 a výsledky sú zhrnuté Tab. 5.4.

Tab. 5.4 Výsledky váh vybraných moderátorov pre jednotlivé geometrické návrhy a materiály

	R5a	R5b	R5c	R5d	R5e	R5f	R4a
LiH ob.	1325,8	881,3	645,4	839,3	1312,6	699,7	1505,4
LiH pr.	1370,5	916,0	683,8	823,6	1363,7	725,8	1605,6
ZrH _{1,5}	1200,6	782,2	599,8	915,2	1171,8	634,3	1400,7
ZrH _{2,0}	1496,1	1026,2	773,9	705,7	1456,2	793,7	1694,0
BeO	296,2	162,6	184,1	117,6	278,4	98,7	343,0
MgO	139,0	83,6	117,5	35,6	91,4	61,1	186,9
Li ₂ O	219,3	108,4	117,5	83,1	160,4	84,6	238,1
SiC	76,5	69,5	79,5	33,2	77,2	24,7	126,5

Zo všetkých moderátorov bola najväčšia váha dosiahnutá pre dizajn R4. Podobné vlastnosti je možné vidieť aj pri návrhoch R5a a R5e, pri ktorých bol pomer moderátora a absorbátora 0,35. Aj keď R5e má viac absorpčného a moderačného materiálu rozdiel vo váhe RK je len minimálny. Ukázalo sa, že je výhodnejšie umiestniť moderátor medzi vonkajší a stredný prstenec absorpčných prútikov. Pri návrhu R5f sa ukázalo, že tvar moderačného telesa nemá výraznejší vplyv na váhu RK. Je možné teda zhrnúť, že smerodajným parametrom pri určovaní výhodnosti konfigurácií je pomer hmotností moderátora a absorbátora. Najväčšie váhy RK boli dosiahnuté pri použití moderátorov obsahujúcich vodík. Pri umiestnení moderátora v centrálnej časti mali skoro všetky materiály kladný vplyv na váhu RK. Kým pri prvotnom návrhu, BeO dosahoval skoro najhoršie parametre, pri súčasnom návrhu mal najlepšie vlastnosti spomedzi moderátorov neobsahujúcich vodík. Najhoršie vlastnosti má SiC, čo súvisí s jeho slabou spomaľovacou schopnosťou (SS). Pozitívnu informáciou však je, že každý z uvedených návrhov priniesol kladnú zmenu váhy RK v prípade všetkých moderátorov.

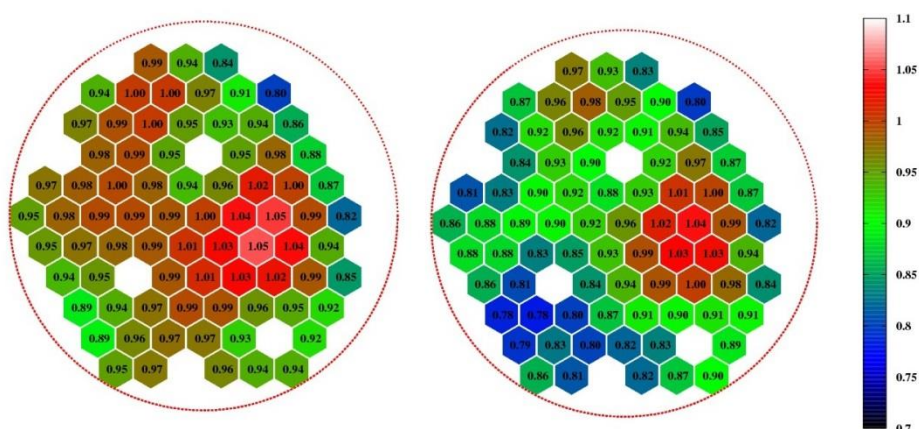
5.3.3. Vyšetrovanie vplyvu moderátora na zmenu energie a reflektovanie neutrónov

Z geometrického hľadiska, najnižšie energie absorbovaných neutrónov na B₄C boli dosiahnuté pri návrhu R4a a o niečo vyššie hodnoty pri návrhoch R5a a R5e. V ostatných prípadoch sa dosiahli o niekoľko desiatok percent horšie výsledky. Z materiálového hľadiska najnižšie energie sa dosiahli pri ZrH_{2,0}, ZrH_{1,5} a pri oboch LiH. Zvyšné 4 moderátory dosahovali medzi sebou rovnaké, ale o 30 % vyššie energie ako hydridy. Z hľadiska strednej energie neutrónov spôsobujúcich štiepenie sa výhodnosť návrhov líšila od použitého

materiálu. Pre $\text{ZrH}_{2,0}$, $\text{ZrH}_{1,5}$ bol najlepší návrh R5a, pre MgO a Li_2O návrh R5c, pre prírodný LiH a SiC R5e, pre obohatený LiH R5f a pre BeO R5d. Celkovo najvyššia energia bola dosiahnutá v prípade prírodného LiH pri návrhu R5e. Z hľadiska pomeru odrazených neutrónov mal najlepšie vlastnosti návrh R5c pre všetky materiály. Tento návrh mal nízky pomer odrazených neutrónov aj bez moderátora, v dôsledku tesného geometrického usporiadania prútikov. Na druhej strane, najhoršie vlastnosti boli dosiahnuté pri návrhu R4a.

5.3.4. Posúdenie vplyvu moderátora na lokálne multiplikačné vlastnosti AZ

Kritérium parametra LMV bolo sledované pomocou počtu palivových článkov vo výseku AZ, ktoré mali hodnoty $\text{LMV} \geq 1$ resp. $\text{LMV} \geq 0,97$. Grafické porovnanie parametrov LMV návrhov R5a bez moderátora a s moderátorom $\text{ZrH}_{2,0}$ je znázornené na Obr. 5.9.

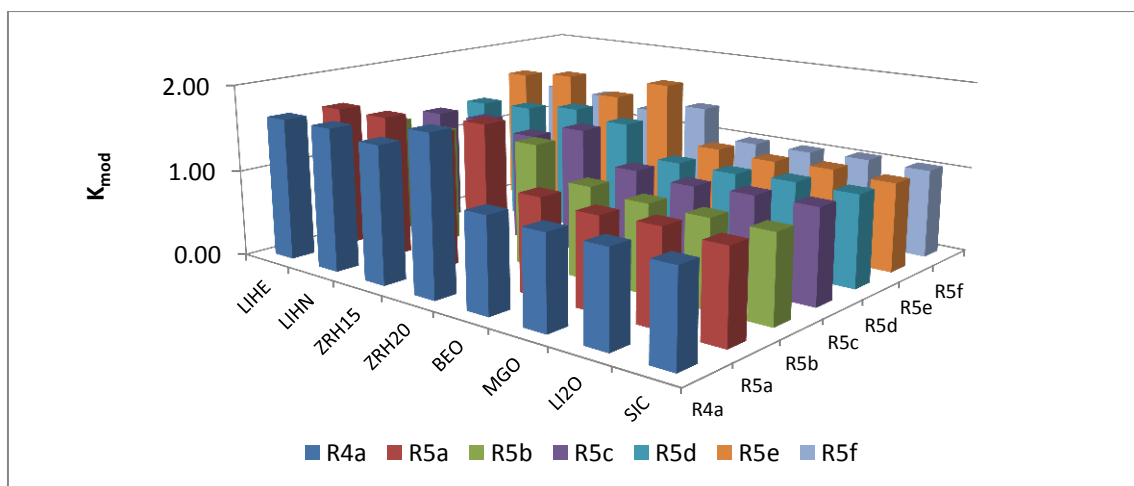


Obr. 5.9 Lokálne multiplikačné vlastnosti návrhu R5a bez moderátora a s použitím $\text{ZrH}_{2,0}$

Najvýraznejšie zmeny oproti prípadu bez moderátora boli zaznamenané pri návrhoch R5a a R5b. Vysoké hodnoty LMV sú spôsobené malou hmotnosťou absorpčného materiálu v porovnaní s ostatnými návrhmi. Použitím 5 mm resp. 3 mm hrubej vrstvy moderátora bolo možné znížiť počet palivových článkov so zvýšenými hodnotami LMV z 13/39 na približne 6/14 resp. 6/16. Z hľadiska celkového počtu palivových článkov so zvýšenými parametrami, sa najlepšie ukázali byť návrhy R5e a R5c. O niečo horšie vlastnosti mali návrhy R5a a R5d. Najviac palivových článkov so zvýšenými parametrami LMV bolo pri návrhoch R4a a R5f.

5.3.5. Zhodnotenie vplyvu moderátora umiestneného vo vnútornej časti RK

Aby bolo možné zhrnúť výsledky všetkých sledovaných indikátorov, opäť bol použitý koeficient K_{mod} , popísaný vzťahom (9) v kapitole 5.2.2. Grafické prevedenie výsledkov tohto koeficienta pre všetky uvažované geometrické konfigurácie a materiály je znázornené na Obr. 5.10. Z grafu je vidieť, že pre rôzne materiály moderátora sa ukázali byť najvýhodnejšie rôzne geometrické konfigurácie. Pre LiH bola najvýhodnejšia konfigurácia R5e. Dominantným vplyvom pri tomto dizajne je, že najmenej ovplyvňuje energiu neutrónov vyvolajúcich štiepenie. Pre $\text{ZrH}_{2,0}$, $\text{ZrH}_{1,5}$ bol najvýhodnejší návrh R4a, ktorý síce najviac reflektuje neutróny späť do paliva, ale s vysokými energiami. Pre oxidy BeO, MgO a Li_2O sa ukázal byť najlepší návrh R5a, ktorý dokázal významne znížiť energiu absorbovaných neutrónov. Najlepšie parametre pre SiC mal návrh R5c, ale pri tomto materiáli sa koeficient K_{mod} menil len minimálne a dosahoval po MgO druhé najmenšie absolútne hodnoty.



Obr. 5.10 Grafické znázornenie koeficienta K_{mod} pre všetky návrhy

Pomocou kritéria K_{mod} bolo vytvorené poradie materiálov a geometrických návrhov. Z hľadiska materiálov je poradie nasledovné: $ZrH_{2,0}$, obohatený LiH, prírodný LiH, $ZrH_{1,5}$, BeO, Li_2O , SiC, MgO. Z hľadiska geometrie sa vytvorilo nasledovné poradie: R5a, R4a, R5e, R5d, R5c, R5b a R5f. Návrh s celkovo najvyššou hodnotou K_{mod} bol R4a s materiálom $ZrH_{2,0}$, ktorý dosahoval aj najväčšiu váhu $\Delta\rho_{modi}$ 1694 ± 7 pcm.

Je možné teda skonštatovať, že najlepšie vlastnosti majú hydridy. Vzhľadom však na správanie sa týchto materiálov pri vysokých teplotách a na ďalšie sprievodné deje ako je vznik trícia a voľného hélia, alebo disociácia vodíka pri $ZrH_{2,0}$, by bolo výhodnejšie sa orientovať k bezvodíkovým moderátorom. Pri návrhu RK s moderátorom umiestneným na periférii mali všetky materiály okrem $ZrH_{2,0}$, $ZrH_{1,5}$ a LiH záporne trendy, avšak pri návrhoch s moderátorom umiestneným vo vnútornej časti RK sa vyskytol priestor na výber aj z ďalších materiálov. Sú to materiály BeO a Li_2O , ktoré mali síce omnoho slabšie vlastnosti ako materiály obsahujúce vodík, ale zvýšením ich hmotnostného podielu v RK by bolo možné ich váhu ďalej navýšiť. Použitie berýlia ako moderátora však má aj svoje úskalía, medzi ktoré patrí vznik fotoneutrónov. Čo sa Li_2O týka, bude potrebné zabezpečiť vysoké obohatenie izotopu 7Li aby sa zabránilo vzniku trícia a alfa častíc.

6. Overenie získaných poznatkov viacskupinovými deterministickými výpočtami

6.1. Základné princípy viacskupinového deterministického priblíženia

Na simuláciu procesu štiepenia v jadrovom reaktore sa využívajú rôzne matematické metódy, pričom každá z nich má svoje špecifiká. Hlavným spoločným znakom simulačných kódov je ich závislosť od jadrových dát. Knižnice mikroskopických a makroskopických účinných prierezov sprostredkujú energetickú, uhlovú a miestami aj pravdepodobnostnú závislosť výskytu jadrových reakcií s materiálom prostredia. Aby bolo možné úplne pokryť celé energetické spektrum neutrónov, sú potrebné státisíce bodov. Kód MCNP5 využíva túto kvázispojitú energetickú závislosť účinných prierezov. Odhliadnuc od štatistického charakteru výsledku možno tento prístup využitia „hrubej sily“ zaradiť k pomerne presným metódam. V dôsledku vysokých nárokov na výpočtovú techniku a dlhý čas výpočtu ale nie je možné považovať tento prístup za praktické riešenie. Práve preto sa pri deterministickom riešení transportnej rovnice využíva viacskupinové priblíženie. Je známe, že prítomnosť rezonancií v niektorých energetických skupinách značne ovplyvňuje hustotu toku neutrónov, preto príprava takýchto knižníc nie je priamočiarou záležitosťou. V prípade heterogénnych systémov je situácia ešte komplikovanejšia, v dôsledku geometrického samotienenia.

6.1.1. Skupinové konštanty

Viacskupinové simulačné kódy využívajú takzvané skupinové konštanty. Pod skupinovými konštantami sa rozumie vyjadrenie celkového makroskopického účinného prierezu, makroskopického účinného prierezu jednotlivých reakcií a rozptylovej matice. Tieto konštanty sa získavajú riešením viacskupinovej transportnej rovnice (10) [19]:

$$\mu \frac{\partial}{\partial x} \phi(x, \mu, E) + \Sigma_t(x, E) \phi(x, \mu, E) = \int d\Omega' \int dE' \Sigma_x(x, E' \rightarrow E, \Omega' \rightarrow \Omega) \phi(x, \mu', E') + Q(x, \mu, E). \quad (10)$$

Hustota toku neutrónov $\phi(x, \mu, E)$ tu vystupuje ako funkcia priestoru x , polárneho kosínusu μ a energie neutrónov E . Ľavá strana rovnice vyjadruje úbytok a pravá strana vznik neutrónov. Pomocou Legandrovho rozvoja rovnice (10) je možné vyjadriť celkový makroskopický účinný prierez pre g -tú energetickú skupinu (11), makroskopický účinný prierez pre r -tú reakciu (12) a rozptylovú maticu energie neutrónov po zrážke (13) [19]:

$$\Sigma_{tlg}(x) = \frac{\int \Sigma_t(x, E) \Phi_l(x, E) dE}{\int \Phi_l(x, E) dE}, \quad (11)$$

$$\Sigma_r(x) = \frac{\int \Sigma_r(x, E) \Phi_0(x, E) dE}{\int \Phi_0(x, E) dE}, \quad (12)$$

$$\Sigma_{xlg' \rightarrow g} = \frac{\int dE \int dE' \Sigma_{xl}(x, E' \rightarrow E) \Phi_l(x, E)}{\int \Phi_l(x, E) dE}. \quad (13)$$

6.1.2. Váženie účinných prierezov

Významnosť makroskopických účinných prierezov je reprezentovaná pomocou váhovej funkcie neutrónov $\phi_l(E)$, ktorá však vo väčšine prípadov nie je známa. Existujú aplikácie pri ktorých je možné získať pomerne presné skupinové konštanty, podmienkou však je, aby tvar hustoty toku neutrónov bol dostatočne známy. Jednou z najznámejších metód odhadu tvaru váhovej funkcie je použitie Bondarenkovho modelu [20]. Táto metóda vychádza z l -tého Legandrovho rozvoja hustoty toku neutrónov podľa vzťahu (14):

$$\phi_l(E) = \frac{W_l(E)}{[\Sigma_t(E)]^{l+1}}. \quad (14)$$

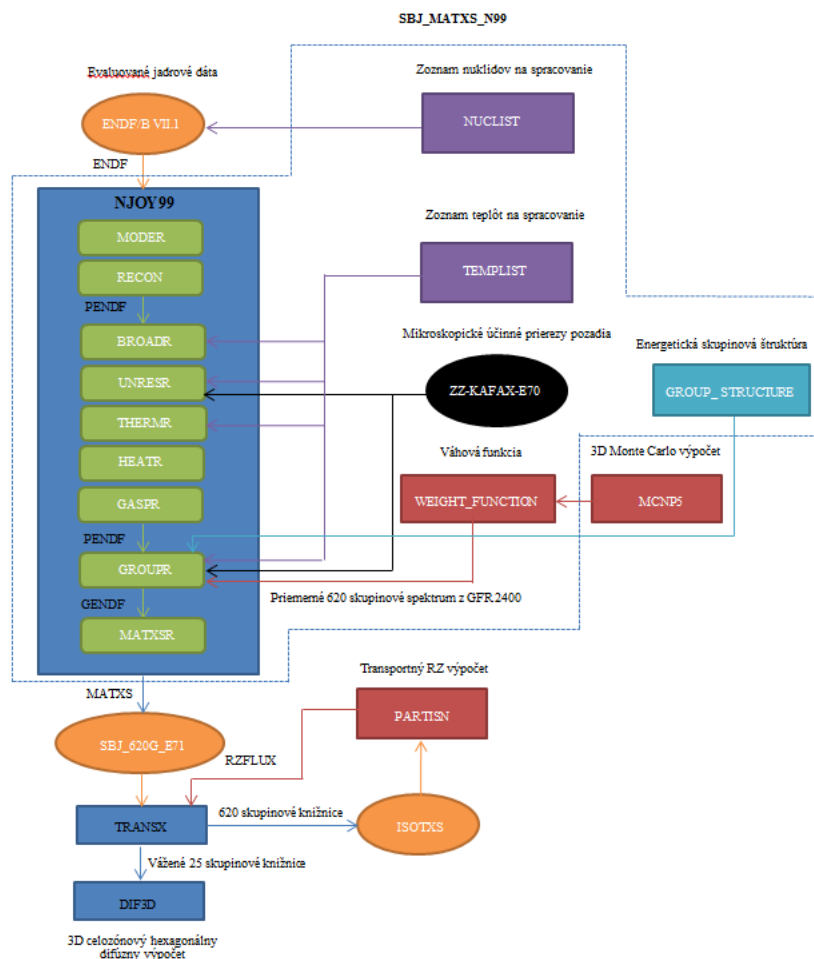
Pomocou Bondarenkovho modelu možno funkciu $W_l(E)$ nahradiť hladkou funkciou $C(E)$ a oceniť efekt samotnenia separáciou celkového makroskopického účinného prierezu na 2 zložky. Sú to celkový makroskopický účinný prierez i -tého izotopu $\Sigma_t^i(E)$ a konštantný makroskopický účinný prierez všetkých ostatných izotopov, ktorý sa nazýva *makroskopický účinný prierez pozadia* Σ_0^i . Je teda možné rovnicu (14) upraviť na tvar (15):

$$\phi_l^i(E) = \frac{C(E)}{[\Sigma_t^i(E) + \Sigma_0^i]^{l+1}}. \quad (15)$$

6.2. Príprava knižníc účinných prierezov pre kód DIF3D

Pre formuláciu správnych záverov tejto práce je výhodné podložiť výsledky získané kódmi MCNP5 a KENO6 deterministickými metódami. Pre tento účel bol zvolený trojrozmerný výpočtový kód DIF3D založený na riešení transportnej rovnice difúznym priblížením. Kód pracuje s požadovanými jadrovými dátami vo formáte ISOTXS, ktoré je možné získať konverziou z formátu MATXS pomocou kódu TRANSX. Boli použité 2 typy knižníc účinných prierezov. Prvým z nich bola 150 skupinová kórejská knižnica ZZ-KAFAX-E70 [21]. Keďže táto knižnica je primárne určená pre výpočty sodíkom chladeného rýchleho reaktora, bola na ÚJFI pripravená vlastná knižnica SBJ_620G_E71. Táto knižnica je optimalizovaná pre výpočty reaktora GFR 2400.

6.2.1. Automatizovaný výpočtový program SBJ_MATXS_N99 pre kód DIF3D



Obr. 6.1 Výpočtová schéma prípravy knižníc účinných prierezov pre DIF3D

Výpočtová schéma prípravy dátovej knižnice pre výpočtový kód DIF3D je znázornená na Obr. 6.1. Vstupmi pre program SBJ_MATXS_N99 sú evaluované dáta ENDF/B-VII.1[22], ktoré sú sprostredkované výpočtovému systému NJOY99. Ďalšími vstupmi sú požadované teploty a mikroskopické účinné prierezy pozadia. Program umožňuje použitie preddefinovaných energetických štruktúr, alebo použitie vlastnej energetickej skupinovej štruktúry. Pre kód DIF3D bol použitý univerzálny 620 skupinový formát "SAND-II" [19]. Program NJOY99 ponúka možnosť použitia konštantnej váhovej funkcie, 10 preddefinovaných váhových funkcií, ale aj možnosť použitia vlastnej kvázihladkej váhovej funkcie. V našom prípade bolo použité priemerné neutrónové spektrum z referenčného heterogénneho modelu reaktora GFR 2400 získané kódom MCNP5. Výstupom z programu SBJ_MATXS_N99 je vážená knižnica mikroskopických účinných prierezov. Pre účely výpočtov reaktora GFR 2400 bola pripravená vážená 620 skupinová knižnica SBJ_620_E71 na základe evaluovaných dát ENDF/B VII.1 [22]. Za cieľom zrýchlenia a zefektívnenia výpočtov bola vytvorená aj verzia knižnice SBJ_25G_E71, pri ktorej bola energetická štruktúra spojená do 25 skupín.

6.3. Testovanie knižníc na základe integrálnych experimentov

Zabezpečenie dostatočnej presnosti simulácií v jadrovej energetike nie je jednoduchou úlohou. Jednou z hlavných zásad je validácia výpočtových kódov pomocou overovacích úloh (Benchmark). Pomocou sady overovacích úloh vykonaných prostredníctvom rovnakého výpočtového kódu, ale s použitím rôznych dátových knižníc, je možné oceniť aj kvalitu knižníc účinných prierezov. Na základe odporúčaní WPEC Subgroup 33 [23] bol vyšpecifikovaný súbor overovacích úloh. Deterministické výpočty boli vykonané na homogénnych modeloch integrálnych experimentov. Výsledky k_{eff} pre vybrané experimenty sú uvedené v Tab. 6. 1.

Tab. 6. 1 Výsledky k_{eff} integrálnych experimentov [23],[24]

Integrálny experiment	ZZ-KAFAX-E70	SBJ_620G_E71	MCNP5 CE	SG33 transport
FLATTOP	0,99825	0,99981	1,00097	0,99962
JEZEBEL Pu239	0,99873	1,00013	0,99986	1,00538
JEZEBEL Pu240	0,99892	1,00053	0,99981	1,00459
JOYO	1,00362	1,00254	0,99923	1,00362
ZPPR9	0,98847	0,98516	1,00237	0,99006
ZPPR9-3	0,98970	0,98645	1,00353	0,99119
ZPR6-7	0,98919	0,98661	1,00094	0,98915
ZPR6-7-HP	0,98783	0,98559	1,00017	0,98781

Z výsledkov je jasne vidieť, že okrem kvality knižníc makroskopických účinných prierezov presnosť výpočtov značne závisí aj od zložitosti geometrických modelov a nutnosti zjednodušenia oproti detailnému homogénnemu modelu (MCNP CE). Najmenší vplyv zjednodušenia bolo možné vidieť v prípade reaktora JOYO a najväčší v prípade ZPR6-7. Pre experimenty FLATTOP a JEZEBEL nebolo potrebné pripraviť zjednodušené modely, nakoľko sa jednalo o kritické gule. Spomedzi porovnávaných knižníc účinných prierezov na jednoduchých úlohách bola najväčšia presnosť dosiahnutá v prípade knižnice SBJ_620G_E71. Pri výpočtoch reaktorov JOYO boli dosiahnuté približne rovnaké výsledky v prípade všetkých dátových knižníc. O niečo lepšia zhoda knižníc ZZ_KAFAX_E70 oproti SBJ_620G_E71 pri sodíkových systémoch sa dá vysvetliť väčšou mierou podobnosti neutrónových spektier s reaktorom PGSFR ako GFR 2400. Možno teda zhrnúť, že vytvorená knižnica SBJ_620G_E71 je aplikovateľná pre deterministické výpočty rýchlych reaktorov.

6.4. Overenie stochastických výpočtov kódom DIF3D

6.4.1. Overenie váhy homogénneho dizajnu RK

Aby bolo možné overiť výsledky stochastických kódov nezávislým prístupom, bola vykonaná analýza pomocou kódu DIF3D a knižnic SBJ_25G_E71. Výpočet váhy bol vykonaný rovnakým postupom ako v kapitole 3.3.1. Výsledky sú zobrazené v Tab. 6.2.

Tab. 6.2 Porovnanie váh RK reaktora GFR 2400 získaných kódmi DIF3D a MCNP5

Označenie	MCNP5 CE		DIF3D 25G		
	$\rho_{RKi}[pcm]$	$\Delta\rho_{RKi}[pcm]$	$\rho_{RKi}[pcm]$	$\Delta\rho_{RKi}[pcm]$	$\Delta\rho_{MCNP}[\%]$
Celková	-10707,64	12229,14	-10656,80	11991,03	1,95
CSD	-6410,15	7931,64	-6419,09	7753,32	2,25
DSD	-2764,36	4285,85	-2892,53	4226,76	1,38
CSD1R	102,89	1418,60	-75,14	1409,37	0,65
CSD2R	-3070,47	4591,96	-3225,13	4559,36	0,71
CSD2	1234,57	286,93	1050,23	4078,01	1,02
CSD10	1260,90	260,59	1077,50	284,00	1,48
DSD0	1239,44	282,05	1052,15	282,08	-0,01
DSD4	1232,62	288,88	1049,09	285,14	1,29

Kým pre prípad všetkých RK umiestnených v hornej koncovej polohe bol absolútny rozdiel zásoby reaktivity medzi MCNP5 a DIF3D -187 pcm, pre prípad všetkých RK v dolnej koncovej polohe sa tento rozdiel zmenil na -238 pcm. Vzhľadom však na veľkosť váhy všetkých RK (11991 pcm), v percentuálnej miere tento rozdiel predstavuje len 1,95 %. Čo sa týka váhy systému CSD a DSD, hodnota parametra $\Delta\rho_{MCNP}$ dosiahla 2,25 %, resp. 1,38 %. Rozdiely vo výsledkoch medzi MCNP5 a DIF3D sa dajú vysvetliť rozdielnosťou stochastických a deterministických metód. Ďalším dôležitým faktorom ovplyvňujúcim presnosť prevedených deterministických výpočtov je aj vážiace neutrónové spektrum. Pri príprave knižnic SBJ_620G_E71 resp. SBJ_25G_E71 bolo použité priemerné neutrónové spektrum z palivovej časti AZ reaktora GFR 2400 získané kódom MCNP5 pre prípad umiestnenie RK v hornej koncovej polohe. Predpokladá sa, že v prípade umiestnenia RK v dolnej koncovej polohe bude priemerné spektrum AZ reaktora GFR 2400 mierne odlišné.

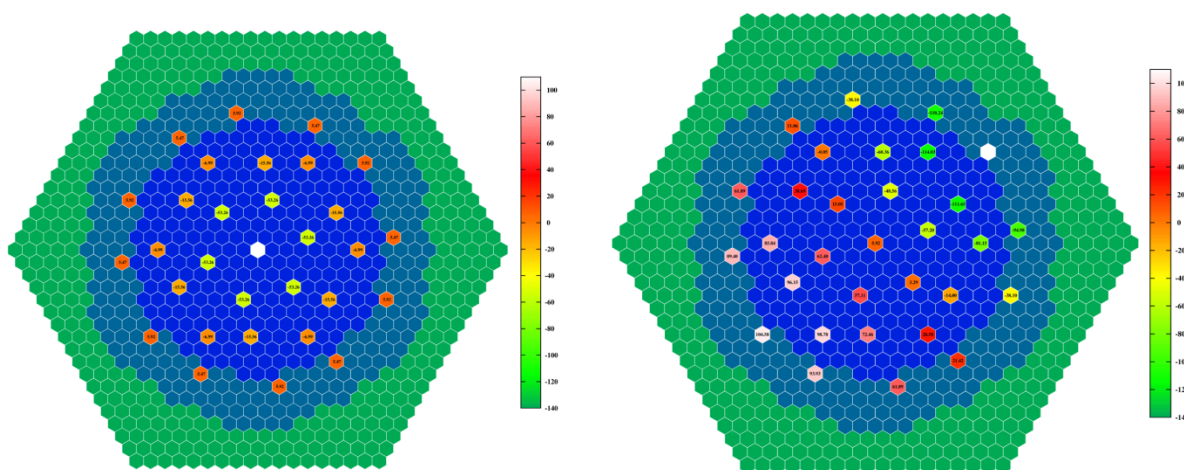
6.4.2. Overenie vplyvu vzájomného ovplyvňovania RK

Pri výpočte koeficientov interferencie sa potvrdila ich závislosť od váhy jednotlivých RK a taktiež zmena symetrie ich umiestnenia. Z výsledkov je možné identifikovať 6 oblastí, v ktorých dochádza v dôsledku lokálnych zón k výrazným interferenciám RK. Tieto výsledky úzko súvisia s tvorbou zón s vysokými hodnotami LMV, ktoré boli prezentované v predošlých častiach dizertačnej práce. Aj pri znalosti koeficientov interferencie RK, je dôležité poznať ich zdroj. Najjednoduchším spôsobom je analýza interferencie dvojíc RK. Tento postup pozostáva z výpočtu samotnej váhy RK z dvojice a z výpočtu váhy dvojice $\Delta\rho_{RKi+j}$. Ich vzájomné ovplyvnenie je možné získať pomocou vzťahu (16):

$$\Delta\rho_{RKi,j} = \Delta\rho_{RKi+j} - (\Delta\rho_{RKi} + \Delta\rho_{RKj}), \quad (16)$$

kde $(\Delta\rho_{RKi} + \Delta\rho_{RKj})$ je teoretická váha dvojice RK. Výsledky pre RK DSD0 a CSD10 sú znázornené na Obr. 6.2. Z obrázka je jasne vidieť, že na váhu RK DSD0 najviac vplývajú RK v bezprostrednom okolí. Keďže sa tieto RK zasúvajú do oblasti vytlačenej hustoty toku neutrónov, ich vzájomná váha sa líši od ich teoretickej hodnoty o -53,76. RK druhého prstenca systému DSD vplývajú na váhu DSD0 len minimálne. Rozdiel oproti teoretickej hodnote predstavuje len -7,0 a -15,6 pcm. Vplyv druhého prstenca systému CSD

je v dôsledku vyššej hodnoty hustoty toku neutrónov pozitívny. V absolútnej hodnote sa však tento vplyv len málo prejavil. CSD10 je špecifická tým, že sa nachádza v oblasti zón so zvýšenými hodnotami LMV a zároveň je jednou z najviac ovplyvnených RK. Čo sa týka tienenia RK, najväčší vplyv je možné vidieť v prípade RK DSD3, DSD4 a CSD11. Pri týchto troch RK dosahovali hodnoty $\Delta\rho_{RKi,j}$ -110,65, -114,03 a -110,24 pcm. V kladnom smere rástla úroveň posilnenia váhy so vzdialenosťou od RK CSD10 a maximálna hodnota 104,6 pcm bola dosiahnutá pre pozíciu CSD16. Je to spôsobené vzdialenosťou na ktorú RK umiestnené v oblasti s vysokou hustotou toku neutrónov dokážu ovplyvňovať ostatné RK.



Obr. 6.2 Interferencie RK DSD0 a CSD10

Prostredníctvom uvedenej analýzy bolo možné získať obraz o dejoch odohrávajúcich sa medzi dvojicami RK. Bolo možné identifikovať najväčšieho prispievateľa ku koeficientu interferencie, avšak to, akým spôsobom sa bude správať systém pri zasunutí viac ako dvoch RK, stále nie je známe. Možno predpokladať, že RK ktorá je už ovplyvnená, bude inak vplývať aj na zvyšné RK. Naďalej je však možné vychádzať z dvoch hlavných faktorov ovplyvňujúcich váhu RK, ktorými si vzájomná vzdialenosť RK a rozloženie hustoty toku neutrónov neovplyvnenej regulačnými kazetami.

7. Súhrn výsledkov a nových poznatkov, závery pre prax a ďalší rozvoj vednej disciplíny

Budúcnosť jadrovej energetiky je neistá, ale dá sa len ťažko predstaviť bez rýchlych reaktorov. Okrem výhodných ekonomických aspektov, bez ktorých nie je možné realizovať žiadny energetický projekt, najväčšou výzvou zaradenia týchto inovatívnych technológií do palivového cyklu je zabezpečenie vysokej úrovne ich bezpečnosti. Medzi tieto výzvy bez pochyby patrí aj systém regulácie reaktivity. V prípade plynom chladeného rýchleho reaktora, do výskumu ktorého je zapojená aj Slovenská republika, je situácia o to komplikovanejšia, že neexistuje dostatok experimentálnych dát. V súčasnosti jediná cesta, pomocou ktorej je možné posúdiť efektívnosť základného dizajnu systému vedie cez počítačové modelovanie a simuláciu.

Prvým z cieľov dizertačnej práce bolo získať podrobný prehľad o neutrónovo-fyzikálnych charakteristikách a dostupnom dizajne regulačného systému reaktora GFR 2400. V tejto časti boli použité stochastické výpočtové kódy MCNP5 a KENO6, ktoré boli vzájomne porovnané. Zo získaných grafických závislostí sa zistilo, že maximálna hodnota rozloženia hustoty toku neutrónov je dosiahnutá na rozhraní palivových zón a v axiálnom smere v polovici výšky AZ. Pri zmene teploty paliva z 1263 K na 2200 K by dosahoval Dopplerov efekt reaktivity -488 pcm, čo by napomohlo k brzdeniu vytvoreného neutronického prechodového deja. Celkový efekt reaktivity pri zmene tlaku chladiva zo 7 MPa na 0,1 MPa by bol približne 0,8 \$. Tento nárast prevyšuje bezpečnostné limity súčasných jadrových elektrární, preto takýmto udalostiam je nevyhnutné prispôbiť bezpečnostné systémy.

Základný dizajn regulačných kaziet dosahuje váhu 35,5 \$ a systém CSD a DSD 21 \$ resp. 11,5 \$. Je možné teda skonštatovať, že oba systémy by mali byť samostatne schopné bezpečne odstaviť reaktor. Problém by však mohol nastať v prípade nedostupnosti systému DSD a zaseknutia vonkajšieho prstenca systému CSD, keď vnútorný prstenec by nedisponoval dostatočnou váhou na bezpečné odstavenie reaktora. Ukázalo sa, že RK CSD2, CSD3 a centrálna DSD0 sú v dôsledku pôsobenia okolitých RK značne tienené. Naopak, RK CSD10 a CSD11 umiestnené na rozhraní dvoch palivových zón sú signifikantne posilnené. Boli identifikované aj efekty, ktoré viedli k tvorbe zón s parametrom LMV väčším ako 1. Aby sa znížila hodnota týchto parametrov je nevyhnutné aby váha RK bola dostatočne veľká. Na základe dostupnej literatúry [13] sa však predpokladalo, že váha reálneho heterogénneho dizajnu bude nižšia ako váha homogénnej konfigurácie RK.

Pre návrh heterogénneho dizajnu bola vyvinutá metodika, ktorá pozostávala z dvoch krokov. Na základe vykonanej optimalizácie bola zvolená konfigurácia RK pozostávajúca z absorpčných prútikov umiestnených do 5 prstencov. Efektívnosť heterogénnych RK bola overená porovnaním ich váhy so základným homogénnym dizajnom, pričom bola dosiahnutá hodnota na úrovni 91,3 % pôvodnej váhy. Boli identifikované rovnaké interferencie RK ako pri homogénnom dizajne, ale v dôsledku ich menšej váhy absolútne hodnoty koeficienta interferencie boli menšie. Zóny s LMV >1 boli prítomné aj v prípade heterogénneho dizajnu a ich hodnoty boli väčšie ako pri homogénnom dizajne.

V nasledujúcej časti práce boli posúdené možnosti zvýšenia váhy RK pomocou použitia prídavného moderátora. Bolo vyšetrených 8 materiálov moderátora pri rôznych geometrických konfiguráciách. V prvej fáze bol moderátor umiestnený v tesnej blízkosti obalu RK. Bola vykonaná citlivostná analýza zameraná na váhu RK, zmenu energie a reflektovania neutrónu a na optimálnu hrúbku moderačnej vrstvy. V dôsledku umiestnenia moderátora v tesnej blízkosti palivových článkov dominantným vplyvom bolo reflektovanie

moderovaných neutrónov späť do paliva, preto okrem vodíkových moderátorov všetky ostatné návrhy mali záporný vplyv na váhu RK. V druhej fáze tejto analýzy boli posudzované možnosti umiestnenie moderátora do vnútornej časti RK. Nárast vzdialenosti medzi vrstvou moderátora a palivom mal za následok zníženie pomeru reflektovaných neutrónov do paliva, a v dôsledku toho aj zvyšné moderátory mali kladný vplyv na váhu RK. Najlepšie vlastnosti mali moderátory $\text{ZrH}_{2,0}$, obohatený LiH, prírodný LiH a $\text{ZrH}_{1,5}$. Vzhľadom však na správanie sa hydridov pri vysokých teplotách, na vznik trícia a voľného hélia a na disociáciu vodíka sa použitie uvedených materiálov neodporúča. Materiály BeO a Li_2O síce mali o niečo slabšie vlastnosti ako materiály obsahujúce vodík, ale ich vplyv bol taktiež pozitívny a zvýšením ich hmotnostného podielu by bolo možné ďalej navýšiť váhu RK.

Cieľom poslednej časti dizertačnej práce bolo overiť výsledky dosiahnuté stochastickými kódmi pomocou deterministických metód. Nosnou časťou bolo vytvorenie metodiky prípravy knižníc účinných priereзов pre deterministické výpočty reaktora GFR 2400. Bol vytvorený výpočtový kód SBJ_MATXS_N99 pomocou ktorého boli pripravené sady knižníc účinných priereзов SBJ_620G_E71 a SBJ_25G_E71. Tieto knižnice boli overené pomocou testovacích úloh [25] a [26] a taktiež porovnané s knižnicou ZZ_KAFAX_E70, pričom v oboch prípadoch bola dosiahnutá výborná zhoda. Následne boli knižnice SBJ_620G_E71 a SBJ_25G_E71 aplikované pri výpočtoch na celozónových hexagonálnych a RZ modeloch reaktora GFR 2400 pomocou kódov DIF3D a PARTISN. Pri výpočte zásoby reaktivity bola medzi kódmi MCNP5 a DIF3D dosiahnutá zhoda na úrovni -182 pcm a v prípade váhy všetkých RK -238 pcm. Odchýlky medzi MCNP5 a DIF3D sa dajú pripísať rôznym výpočtovým prístupom a neistote metódy Monte Carlo. Odchýlky medzi výsledkami pre RK v hornej a dolnej polohe sú spôsobené aj vplyvom vážiaceho neutrónového spektra v prípade deterministického výpočtu. V tejto časti práce bola pripravená aj grafická mapa koeficientov interferencie RK a dvojíc RK. Zistila sa závislosť interferencie RK od ich vzájomnej polohy a umiestnenia z hľadiska rozloženia hustoty toku neutrónov. Okrem toho sa zistilo, že najväčšia interferencia RK nastáva v prípade najvzdialenejších dvojíc RK. Je to však pôsobené dlhým dosahom RK umiestnených v oblasti maxima rozloženia hustoty toku neutrónov a zmenou spektra na rozhraní dvoch palivových zón.

Predložená dizertačná práca prináša niekoľko prínosov. Prvým z nich je vytvorenie heterogénneho dizajnu RK reaktora GFR 2400 pomocou vlastnej vyvinutej metodiky. Ďalším z nich je vypracovanie postupu hodnotenia a vyšetrovania moderátorov s cieľom zvýšenia váhy RK. Jedným z najväčších prínosov je vypracovanie vo všeobecnosti platnej vlastnej metodiky a tvorba výpočtového kódu slúžiaceho na prípravu knižníc účinných priereзов pre deterministické výpočty. Pre ďalšie výskumné aktivity plynom chladeného rýchleho reaktora a jeho demonštračnej jednotky ALLEGRO je dôležitým prínosom vytvorenie knižnice účinných priereзов priamo aplikovateľnej pre výpočty reaktora GFR 2400. Za ďalší, nie menej významný, prínos sa považuje vytvorenie grafického softvéru na znázornenie rôznych parametrov aktívnych zón s hexagonálnou geometriou. Práca poskytuje prehľad o súčasnom stave vývoja plynom chladeného rýchleho reaktora, identifikuje problémy súvisiace s jeho výskumom a vytvára smerovanie jednotlivých výskumných aktivít do budúcnosti. Výsledky a vyvinuté metódy zvyšujú kompetenciu Ústavu jadrového a fyzikálneho inžinierstva v oblasti výskumu rýchlych reaktorov a sú aplikovateľné aj pre výpočty a analýzy reaktora ALLEGRO.

Zoznam literatúry

- [1] IAEA. Framework for Assessing Dynamic Nuclear Energy Systems For Sustainability: Final Report of the INPRO Collaborative Project on Global Architectures of Innovative Nuclear Energy Systems with Thermal and Fast Reactors and a Closed Nuclear Fuel Cycle (GAINS), IAEA, Vienna, 2010.
- [2] OECD NEA. Nuclear energy today, Paris: OECD Publishing, 2012.
- [3] GOLDBERG, S., ROSNER, A. Nuclear Reactors: Generation to Generation, American Academy of Arts and Sciences, Cambridge, 2011.
- [4] GIF. Generation IV International Forum, 2008. [Online]. Available: www.gen-4.org/PDFs/GIF_introduction.pdf. [Cit. 6 5 2013].
- [5] GIF. A Technology Roadmap for GEN IV Nuclear Energy Systems, 12 2002. [Online]. Available: http://www.gen-4.org/PDFs/GenIV_Roadmap.pdf. [Cit. 5 1 2011].
- [6] SLUGEN, V., ČERBA, Š., VRBAN, B., LULEY, J., HAŠČÍK, J. ALLEGRO - Demonstrátor plynom chladeného rýchleho reaktora, Bratislava.
- [7] GoFastR. European Gas-cooled Fast Reactor - GoFastR, [Online]. Available: http://cordis.europa.eu/project/rcn/96860_en.html. [Cit. 26 5 2015].
- [8] ZABIEGO, M. et al. Overview of CEA's R&D on GFR Fuel Element Design: From Challenges to Solutions, *Progress in Nuclear Energy*, 2014.
- [9] LANL. MCNP - A General N - Particle Transport Code, Los Alamos National Laboratory, 2003.
- [10] ORNL. SCALE: A Comprehensive Modeling and Simulation Suite for Nuclear Safety Analysis and Design, Oakridge National Laboratory, 2011.
- [11] MACFARLANE, R.E. et al. NJOY99: Data Processing System of Evaluated Nuclear Data Files ENDF Format, Los Alamos National Laboratory, 2000.
- [12] CHADWICK, M.B. OBLOŽINSKÝ, P., HERMAN, P. ENDF/B-VII.0: Next Generation Evaluated Nuclear Data Library for Nuclear Science and Technology, *Nuclear Data Sheets*, zv. 107, %1. vyd.2, pp. 2931-3060, 2006.
- [13] GIRARDIN, G. et al. Development and Characterization of the Control Assembly System for the Large 2400 MWth Generation IV Gas-cooled Fast Reactor, *Annals of Nuclear Energy*, zv. 35, %1. vyd.12, pp. 2206-2218, 2008.
- [14] VRBAN, B., ČERBA, Š., LULEY, J., HAŠČÍK, J., NEČAS, V., PELLONI, S. Investigation of the Coupled Reactivity Effects on the Movable Reflector and Safety Control Rods in the GFR, rev. *International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Safe Technologies and Sustainable Scenarios (FR13)*, Paris, 2013.
- [15] GoFastR. ALLEGRO 75MWth Ceramic Pin Core Design at Start of GoFastR, 2010.
- [16] ČERBA, Š., LEE, H.C., NOH, J.M. A feasibility and Optimization Study on a Small Space Reactor, KAERI - technical note, Daejeon, 2013.
- [17] ČERBA, Š., LEE, H. L., NOH, J.M. A preliminary design of the Radiation Shield for a Small Space Reactor, KAERI - technical note, Daejeon, 2013.
- [18] PULS, M.P., SHI, S.Q., RAIBER, J. Experimental Studies of Mechanical Properties of Solid Zirconium Hydrates, *Journal of Nuclear Materials*, zv. 336, pp. 73-80, 2005.
- [19] MACFARLANE, R.E., MUIR, D.W., BOICOURT, R.M., KAHLER, A.C. The NJOY Nuclear Data Processing System, Version 2012, users manual, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, New Mexico, 2012.

- [20] BONDARENKO, I.I. Group Constants for Nuclear Reactor Calculations, rev. *Consultants Bureau*, New York, 1964.
- [21] KIM, D.H. GIL, C.S., LEE, Y.O., ZZ KAFAX-E70, 150 and 12 Groups Cross Section Library in MATXS Format based on ENDF/B-VII.0 for Fast Reactors, Korea Atomic Energy Research Institute, Nuclear Data Evaluation Laboratory, Daejeon, 2008.
- [22] CHADWICK, M.B. et. al. ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data, *Nuclear Data Sheets*, zv. 112, %1. vyd.2, pp. 2887-2996, 2011.
- [23] OECD NEA, Methods and Issues for the Combined Use of Integral Experiments and Covariance Data, OECD, Paris, 2013.
- [24] VRBAN, B. Pokročilé reaktory na rýchlych neutrónoch - Dizertačná práca, Bratislava: FEI STU, 2014.
- [25] OECD NEA. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, OECD, Paris, 2007.
- [26] OECD NE. International Handbook of Evaluated Reactor Physics Benchmark Experiments, OECD Nuclear Energy Agency,“ OECD, Paris, 2012.

Publikácie autora

ADC Vedecké práce v zahraničných karentovaných časopisoch

- [1] ČERBA, Š. [20 %] - DAMIAN, J. I. M. [10 %] - LÜLEY, J. [20 %] - VRBAN, B. [20 %] - FARKAS, G. [10 %] - NEČAS, V. [10 %] - HAŠČÍK, J. [10 %]. Comparison of Thermal Scattering Processing Options for S(alpha, beta) Cards in MCNP. In *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 55 (2013), s.18-22. ISSN 0306-4549.
- [2] ČERBA, Š. [26 %] - VRBAN, B. [26 %] - LÜLEY, J. [26 %] - DAŘÍLEK, P. [1 %] - ZAJAC, R. [1 %] - NEČAS, V. [10 %] - HAŠČÍK, J. [10 %]. Verification of spectral burn-up codes on 2D fuel assemblies of the GFR demonstrator ALLEGRO reactor. In *Nuclear Engineering and Design*. Vol. 267 (2014), s. 148-153. ISSN 0029-5493.
- [3] LEE, H. C.[25 %] - LIM, H. S. [25 %] - HAN, T. Y. [25 %] - ČERBA, Š. [25 %]. A neutronic feasibility study on a small LEU fueled reactor for space applications. In *Annals of Nuclear Energy*. Vol. 77, (2015), s. 35-46. ISSN 0306-4549. V databáze: CC: 000349723400004.
- [4] LÜLEY, J. [20 %] - VRBAN, B.[20 %] - ČERBA, Š. [20 %] - HAŠČÍK, J.[15 %] - NEČAS, V. [20 %] - PELLONI, S. [5 %]. Sensitivity and uncertainty analysis of the GFR MOX fuel subassembly. In *Nuclear Data Sheets*. Vol. 118 (2014), s. 545-547. ISSN 0090-3752.
- [5] PERKÓ, Z. [14 %] - PELLONI, S. [4 %] - MIKITYUK, K. [4 %] - KŘEPEL, J. [4 %] - SZÍBERT, M. [4 %] - GIRARDIN, G. [4 %] - VRBAN, B. [10 %] - LULEY, J. [10 %] - ČERBA, Š. [10 %] - HALÁSZ, M. [4 %] - FEHÉR, S. [4 %] - REISS, T. [4 %] - KLOOSTERMAN, J.L. [4 %] - STAINSBY, R. [4 %] - POETTE, C. [4 %]. Core neutronics characterization of the GFR2400 Gas Colled Fast Reactor. In *Annals of nuclear energy*. Vol. 83 (2015), s. 460-481. ISSN 0149-1970.

ADE Vedecké práce v ostatných zahraničných časopisoch

- [1] HAŠČÍK, J. [25 %] - ČERBA, Š. [25 %] - LÜLEY, J. [25 %] - VRBAN, B. [25 %]. Investigation of the GFR2400 reactivity control system. In *World Academy of Science, Engineering and Technology*. Vol. 8, No. 9 (2014), s. 883-891. ISSN 1307-6892.

AFC Publikované príspevky na zahraničných vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Š. [50 %] - NEČAS, V. [40 %] - DAŘÍLEK, P. [10 %]. Nuclear Energy Scenarios for Slovakia. In *IYCE '11 : 3rd International Youth Conference on Energetics.Leira, Portugal, 7-9 July, 2011*. Piscataway : IEEE, 2011, s.USB. ISBN 978-989-95055-6-8.
- [2] ČERBA, Š. [30 %] - LÜLEY, J. [30 %] - VRBAN, B. [30 %] - NEČAS, V. [10 %]. Evaluation of the efectiveness of a simple GFR2400 heterogenous control rod design. In *NENE 2014*. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 601.1-9. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [3] LÜLEY, J.[23 %] - ČERBA, Š. [23 %] - HAŠČÍK, J. [13 %] - VRBAN, B. [23 %] - NEČAS, V. [8 %] - RATAJ, J. [5 %] - HUMÍ, O. [5 %]. Determination of Computational Bias for Sub-critical Configuration of VR-1. In *NENE 2014*. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 707.1-8. ISBN 978-961-6207-37-9.
- [4] VRBAN, B. [25 %] - ČERBA, Š. [25 %] - FARKAS, G. [5 %] - HAŠČÍK, J. [15 %] - LÜLEY, J. [15 %] - NEČAS, V. [10 %] - URBAN, P. [5 %]. Verification of Power Distribution of real fuel loadings in WWER-440 reactor. In *NENE 2014*. Ljubljana : Nuclear Society of Slovenia, 2014, p. 602.1-8. ISBN 978-961-6207-37-9.

AFD Publikované príspevky na domácich vedeckých konferenciách

- [1] ČERBA, Š. [50 %] - NEČAS, V. [50 %]. Implementation of the Gas Cooled Fast Reactor into the Fuel Cycle of Slovakia. In *ELITECH'11 : 13th Conference of Doctoral Students Faculty of Electrical Engineering and Information Technology. Bratislava, Slovak Republic, 17 May, 2011*. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2011, s.CD-Room. ISBN 978-80-227-3500-1.
- [2] ČERBA, Š. [50 %] - NEČAS, V. [50 %]. Impact of the Fast Breeder Reactor o the Fuel Cycle of Slovakia. In *Power Engineering 2011. Energy - Ecology - Economy 2011 : Tatranské Matliare, Slovakia, June 7-9, 2011*. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2011, s.USB flash. ISBN 978-80-89402-40-3.
- [3] ČERBA, Š. [50 %] - HRNČÍŘ, M. [30 %] - NEČAS, V. [20 %]. Verification of the Depletion Capablities of the MCNPX Code on a LWR MOX Fuel Assembly. In *Power Engineering 2012. Energy - Ecology - Economy 2012 [elektronický zdroj] : 11th International Scientific Conference EEE 2012. Tatranské Matliare, Slovakia,*

- May 15-17, 2012. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2012, s.69-70. ISBN 978-80-89402-49-6.
- [4] **ČERBA, Š.** [50 %] - NEČAS, V. [50 %]. Determination of the Isotopic Composition of Neutron Irradiated Nuclear Fuel Materials by MCNPX. In *APCOM 2012. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 18th International Conference. Štrbské Pleso, Slovak Republic, June 20-22, 2012.* 1. vyd. Bratislava : STU v Bratislave, 2012, s.107-110. ISBN 978-80-227-3720-3.
 - [5] **ČERBA, Š.** [30 %] - LEE, H.C. [2 %] - VRBAN, B. [29 %] - LÜLEY, J. [29 %] - NEČAS, V. [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.* 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 81-86. ISBN 978-80-89402-69-4.
 - [6] **ČERBA, Š.** [20 %] - LEE, H. C. [20 %] - VRBAN, B. [20 %] - LÜLEY, J. [20 %] - NEČAS, V. [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.* 1. vyd. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014, s. 158-161. ISBN 978-80-227-4179-8.
 - [7] **ČERBA, Š.** [85 %] - HAŠČÍK, J. [5 %] - NEČAS, V. [5 %] - SLUGENĽ, V. [5 %]. Investigation of the MOX pin type ALLEGRO reactor core. In *APCOM 2015 : Proceedings of the 21th international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 24-26, 2015.* 1. vyd. Bratislava : Vydavateľstvo STU, 2015, S. 63-68. ISBN 978-80-227-4373-0.
 - [8] DUJČÍKOVÁ, L. [20 %] - VRBAN, B. [20 %] - LÜLEY, J.[20 %] - **ČERBA, Š.** [20 %] - HAŠČÍK, J.[20 %]. Návrh heterogénneho dizajnu regulačnej kazety plynom chladeného rýchleho reaktora GFR 2400. In *ŠVOČ 2014 [elektronický zdroj]: Zborník vybraných prác 2014, Bratislava, 29. apríl 2014..* Bratislava : FEI STU, 2014, CD-ROM, s. 164-169. ISBN 978-80-227-5154-5.
 - [9] DUJČÍKOVÁ, L. [20 %] - VRBAN, B. [20 %] - LÜLEY, J. [20 %] - **ČERBA, Š.** [20 %] - HAŠČÍK, J. [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 : Nakl. STU, 2014, s. 81-84. ISBN 978-80-227-4179-8.*
- [10] HRNČÍŘ, M. [50 %] - **ČERBA, Š.** [40 %] - NEČAS, V. [10 %]. Výpočet kritickosti štartovacej palivovej kazety plynom chladeného rýchleho reaktora ALLEGRO. In *ŠVOČ 2011 : Študentská vedecká a odborná činnosť. Zborník vybraných prác. Bratislava, Slovak Republic, 4.5.2011. Bratislava : STU v Bratislave FEI, 2011, s.333-338. ISBN 978-80-227-3508-7.*
- [11] HRNČÍŘ, M. [50 %] - **ČERBA, Š.** [30 %] - NEČAS, V. [10 %]. Verifikácia výpočtu vyhorievania MOX palivovej kazety LWR výpočtovým kódom MCNPX. In *ŠVOČ 2012 [elektronický zdroj] : Zborník vybraných prác, Bratislava, 25. apríl 2012. Bratislava : FEI STU, 2012, s.CD-ROM, s. 230-235. ISBN 978-80-227-3697-8.*
- [12] ILIŤ, T. [60 %] - **ČERBA, Š.** [30 %] - HAŠČÍK, J. [5 %] - SLUGENĚ, V. [5 %]. Investigation of the ALLEGRO active core using the diffusion DIF3D code. In *APCOM 2015 : Proceedings of the 21th international conference on applied physics of condensed matter. Štrbské Pleso, Slovak Republic. June 24-26, 2015. 1. vyd. Bratislava : Vydavateľstvo STU, 2015, S. 113-118. ISBN 978-80-227-4373-0.*
- [13] LÜLEY, J. [30 %] - VRBAN, B. [29 %] - **ČERBA, Š.** [29 %] - KIM, S. J. [2 %] - HAŠČÍK, J. [5 %] - NEČAS, V. [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. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 93-96. ISBN 978-80-89402-69-4.*
- [14] LÜLEY, J. [25 %] - VRBAN, B. [25 %] - HAŠČÍK, J. [25 %] - **ČERBA, Š.** [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. 1. vyd. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014, s. 162-165. ISBN 978-80-227-4179-8.*
- [15] LÜLEY, J. [20 %] - VRBAN, B. [20 %] - **ČERBA, Š.** [20 %] - HAŠČÍK, J. [15 %] - NEČAS, V. [15 %] - KIM, S. J. [10 %]. Sensitivity and perturbation theory in fast reactor core design. In *Journal of Electrical Engineering : Digest of papers presented at Power Engineering 2014 Conference. Vol. 65, No. 7s (2014), s. 25-29. ISSN 1335-3632. V databáze: WOS.*

- [16] OSUSKÝ, F. [20 %] - VRBAN, B.[20 %] - **ČERBA, Š.** [20 %] - LÜLEY, J. [20 %] - HAŠČÍK, J. [20 %]. Two-group numerical analysis of one dimensional table nuclear reactor. In *APCOM 2014. Applied Physics of Condensed Matter : Proceedings of the 20th International Conference; Štrbské Pleso, Slovakia; 25-27 June 2014*. 1. vyd. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014, s. 320-323. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [17] VRBAN, B. [25 %] - LÜLEY, J. [25 %] - **ČERBA, Š.** [25 %] - HAŠČÍK, J. [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*. 1. vyd. Bratislava : Nakladateľstvo STU, 2014, s. 170-173. ISBN 978-80-227-4179-8.
- [18] VRBAN, B.[30 %] - LÜLEY, J.[29 %] - **ČERBA, Š.** [29 %] - HAŠČÍK, J. [5 %] - NEČAS, V. [5 %] - 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*. 1. vyd. Bratislava : Slovak University of Technology in Bratislava, 2014, s. 107-114. ISBN 978-80-89402-69-4.

BDF Odborné práce v ostatných domácich časopisoch

- [1] HRNČÍŘ, M. [70 %] - **ČERBA, Š.** [15 %] - NEČAS, V. [15 %]. Stanovenie multiplikačných vlastností zjednodušenej MOX palivovej kazety plynom chladeného rýchleho reaktora ALLEGRO pomocou kódu MCNP. In *Posterus [elektronický zdroj]*. Roč. 4, č. 9 (2011), s.web-page. ISSN 1338-0087.

BEE Odborné práce v zahraničných nerecenzovaných zborníkoch

- [1] **ČERBA, Š.** [70 %] - LEE, H. C. [10 %] - LIM, H. S. [10 %] - NOH, J. M. [10 %]. A Feasibility and Optimization Study on a Small Space Reactor with 20w/o Uranium Fuel. In *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting : Gyeongju, Korea, October 14-25, 2013*. Daejeon : Korean Nuclear Society, 2013, s.171-172.

Summary

Reactivity control system of the gas-cooled fast reactor

The future of nuclear energy is uncertain, but it would be very difficult to imagine without fast reactors. Favourable economic aspects are crucial for all energy projects; however the biggest challenge in terms of an implementation of these innovative technologies in the nuclear fuel cycle is their safety. The safety challenges are very broad, but one of the most significant ones is the development of an effective reactivity control system. Due to lack of experimental data, for the Gas-cooled fast reactor the situation is more complicated, thus computer modelling and simulation is the only way to assess the design of this challenging reactor concept.

The first goal of the dissertation thesis was to get a detailed overview of the GFR 2400 reactor, including their neutron characteristics and the available design of the reactivity control system. For these analyses the stochastic MCNP5 and KENO6 codes were used and compared with each other. It was found out, that the neutron flux reaches its maximum at the boundary of inner and outer fuel cores, in the middle of the core height. The change of the fuel temperature from 1263 K to 2200 K would lead to a -488 pcm Doppler reactivity defect, which would slow the created neutron transient down. The total depressurization reactivity defect would be 0,8 \$. Since this increase is beyond the safety limits of current nuclear power plants, the reactivity control system must be able to cope with such reactivity transients.

The worth of the basic design of control rods was calculated to 35.5 \$ and the worth of the CSD and DSD systems to 21 \$ and 11,5 \$ respectively. Both systems would be capable to ensure reactor shut down, however a problem would arise if the DSD system was not available while the outer ring of the CSD system was malfunctioning. A moderate shadowing effect was present in case of the CSD2, CSD3 and DSD0 CRs and a strong anti-shadowing effect in case of the CSD10 and CSD11 CRs. In the reactor core local decoupled zones were identified, where the LMVs (local multiplication values) were higher than 1. In order to eliminate the high LMVs the worth of control rods is required to be higher. Based on [13] it was assumed, that the worth of heterogeneous CRs would be lower than it was for the basic homogenous design.

To create the heterogeneous CR pattern a new twostep methodology was developed. Based on this methodology and a 5 ring layout of B₄C absorber pins, placed in hexagonal lattice, was selected. The effectiveness of this design was verified by comparing its reactivity worth with the basic CR design. For this design a reactivity worth of 91.3 % of the homogenous design was achieved. The CR interference was similar to the homogenous ones, however due to lower CR worth, these effects were more severe. The LMV >1 zones were still present and they were more extensive than for the basic design.

In the next part the possibilities to increase the CR worth by introducing neutron absorber materials were studied. 8 material and 8 geometry configurations were investigated. In the first geometry design the moderator material was placed close to the CR can. In the performed analyses the emphasis was put on the selection of appropriate moderator thickness to optimize the CR worth, the neutron energy as well as the reflection of neutrons. Due to the short moderator to fuel distance, significant neutron reflection was present for almost all materials. Except the 4 hydrides, all remaining moderator materials had negative impact on the control rod worth. In the next geometry configurations the moderators were placed in the central parts of the CR. By increasing the moderator to fuel distance, the neutron reflection was significantly decreased, thus all moderator materials had positive impact on the CR

worth. The best properties were found for the hydride moderators, $\text{ZrH}_{2,0}$, $\text{ZrH}_{1,5}$ and LiH . Unfortunately these materials have undesirable properties at high temperatures which lead to hydrogen and helium production, therefore the use of hydrides is not recommended. Although BeO and Li_2O did not show such good properties, but their impact on the control rod worth was still positive. By increasing their weight proportion their impact on the CR worth could be also increased.

The last part of the dissertation thesis was dedicated to verification of the achieved results by deterministic methods. A methodology was developed to process multi-group neutron cross section libraries for deterministic calculations of the GFR 2400 core. Using the new SBJ_MATXS_N99 calculation code 2 sets of neutron cross section libraries were prepared, the SBJ_620G_E71 and the SBJ_25G_E71. These libraries were validated through [25] a [26] benchmark tasks, compared with the Korean ZZ-KAFEX-E70 libraries and good agreement was found between the compared libraries. These libraries were applied for 3D HEX and RZ reactor core calculations using the DIF3D and PARTISN codes. The deviation in excess reactivity between MCNP5 and DIF3D was -182 pcm for the non-rod case and -238 pcm for the rod case. These deviations can be attributed to the totally different calculation approaches in DIF3D and MCNP as well as to the Monte Carlo uncertainty. The differences for the rod case may have also been influenced by the neutron weighting function used for cross section processing in NJOY99. For graphic representation of various core parameters, like CR worth and CR interference, a special graphical tool was developed. Based on the numerical and graphical results a strong CR pair interference was identified. This interference was strongly dependent on the profile of the neutron flux in the core. The strongest interference was found for the outermost control rod pairs. This phenomenon can be explained by very long diffusion length of neutrons at areas of high neutron flux and by spectral changes at inner – outer core boundary.

The presented dissertation thesis brings benefits in different research areas. For the GFR 2400 reactor a heterogeneous design of control rods was proposed and optimized. To assess different moderator materials, which could increase the worth of CRs, a methodology was developed. One of the biggest contributions of this thesis is the development of a special methodology of multi-group neutron cross section processing and its implementation to an automated computation code. These cross section libraries were optimized for the GFR 2400 reactor. In addition, to illustrate various parameters of hexagonal core geometries a graphical tool was created. The dissertation thesis provides an overview of the current state of gas-cooled fast reactor development identifies issues related to its research and shows the direction for future research activities. The presented results and developed methods will increase the competency of the Institute of Nuclear and Physical Engineering in fast reactor research and they will be directly applicable for the research of the ALLEGRO demonstrator.