

České vysoké učení technické v Praze
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

Obor: Jaderné inženýrství



Využití citlivostní analýzy v kódu SCALE
pro optimalizaci návrhu experimentů

Optimization of experiment proposal by
sensitivity analysis in SCALE code

DIPLOMOVÁ PRÁCE

Vypracoval: Bc. Dominik Celárek
Vedoucí práce: Ing. Lenka Frýbortová, Ph.D.
Rok: 2023



ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

Student:	Bc. Dominik Celárek
Studijní program:	Jaderné inženýrství
Specializace:	Jaderné reaktory
Název práce česky:	Využití citlivostní analýzy v kódu SCALE pro optimalizaci návrhu experimentů
Název práce anglicky:	Optimization of experiment proposal by sensitivity analysis in SCALE code
Jazyk práce:	čeština

Pokyny pro vypracování:

1. Seznamte se s formátem citlivostních profilů SDF pro použití v kódu SCALE a realizujte export citlivostních profilů z výpočetního kódu Serpent do formátu SDF.
2. Prozkoumejte možnosti posouzení podobnosti reaktorových systémů pomocí kódu SCALE a využití pro optimalizaci návrhu experimentů pro plánované aplikace.
3. Seznamte se s experimentem na reaktoru VR-1 pro testování materiálů ATF paliv.
4. Ukažte možnosti modifikace neutronového spektra v experimentálních kanálech reaktoru VR-1 s využitím dostupných komponent AZ reaktoru VR-1.
5. Modifikujte analyzovaný experiment tak, aby byla maximalizovaná shoda s budoucí aplikací na lehkovodní energetický reaktor.

Doporučená literatura:

- [1] CACUCI, D. G. *Handbook of nuclear engineering*. London: Springer, 2010. ISBN 978-0-387-98149-9
- [2] LEPPÄNEN, J. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*. 2015. Vol. 82. doi: 10.1016/j.anucene.2014.08.024
- [3] WIESELQUIST, W. A. et al. *Overview of Nuclear Data Uncertainty in Scale and Application to Light Water Reactor Uncertainty Analysis, ORNL/TM-2017/706*. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2017
- [4] WIESELQUIST, W. A., LEFEBVRE, R. A., JESSEE, M. A. *SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4*. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2020
- [5] REARDEN, B. T. et al. *TSUNAMI Primer: A Primer for Sensitivity/Uncertainty Calculations with SCALE, ORNL/TM-2009/027*. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2009

Jméno a pracoviště vedoucího práce:

Ing. Lenka Frýbortová, Ph.D.

KJR FJFI ČVUT v Praze

Datum zadání diplomové práce:

14. 10. 2022

Datum odevzdání diplomové práce:

3. 5. 2023

Doba platnosti zadání je dva roky od data zadání.

V Praze dne 14. 10. 2022

prof. Ing. Tomáš Trojek, Ph.D.



Garant studijního programu

Ing. Jan Rataj, Ph.D.



Vedoucí katedry



doc. Ing. Václav Čuba, Ph.D.



Děkan

Prohlášení

Odevzdáním této diplomové práce souhlasím, že v souladu s příslušnými ustanoveními autorského zákona je ČVUT oprávněno užití diplomovou prací k výuce nebo k vlastní vnitřní potřebě, ovšem nikoliv za účelem přímého nebo nepřímého hospodářského nebo obchodního prospěchu. K užití, na které se nevztahuje předchozí věta, má ČVUT za obvyklých podmínek právo na uzavření licenční smlouvy o užití diplomové práce.

Dále prohlašuji, že jsem svou diplomovou práci vypracoval samostatně a použil pouze podklady (literaturu, projekty, SW atd.), které jsou v práci uvedené.

V Praze dne 3. 5. 2023



.....
Bc. Dominik Celárek

Poděkování

Rád bych zde poděkoval své vedoucí diplomové práce Ing. Lence Frýbortové Ph.D. za množství cenných a inspirativních podmětů, rad, doporučení a především všestrannou pomoc při vypracování této práce. Děkuji také za čas a ochotu při konzultacích, které mi se zpracováním práce pomohly.

Zároveň bych rád poděkoval svým nejbližším, kteří mi byli vždy oporou a během celého vysokoškolského studia mi i přes jeho náročnost pomáhali k jeho zdárnému dokončení.

Bc. Dominik Celárek

Název práce:

Využití citlivostní analýzy v kódu SCALE pro optimalizaci návrhu experimentů

Autor: Bc. Dominik Celárek

Studijní program: Jaderné inženýrství

Specializace: Jaderné reaktory

Druh práce: Diplomová práce

Vedoucí práce: Ing. Lenka Frýbortová, Ph.D.

Katedra jaderných reaktorů, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská,
České vysoké učení technické v Praze

Abstrakt: Tato práce se zabývá návrhem a optimalizací experimentu s proutky ATF ve školním reaktoru VR-1. Na základě analýzy citlivostí a nejistot byla provedena podobnostní analýza s různými druhy mříží palivových souborů tlakovodního reaktoru VVER-1000. Pomocí vypočtených podobnostních koeficientů c_k , E a P_{spect} bylo možné stanovit míru podobnosti navrhovaného experimentu s proutky ATF v reaktoru nulového výkonu vůči mřížím energetického reaktoru. Pro optimalizovaný experiment byl nalezen kritický stav a bylo ověřeno splnění základních bezpečnostních požadavků. V rešeršní části jsou popsány základy citlivostních výpočtů a je vysvětlena jejich implementace do stochastického transportního kódu Serpent. Nachází se zde také popis výpočtů nejistot koeficientu násobení a podobnostní analýzy spolu s přehledem konceptů ATF a popisem reaktoru VR-1 a jeho palivových článků.

Klíčová slova: citlivost, nejistota, podobnost, ATF, SCALE, Serpent

Title:

Optimization of experiment proposal by sensitivity analysis in SCALE code

Author: Bc. Dominik Celárek

Abstract: This work deals with the design and optimization of an experiment with ATF pins in the Training Reactor VR-1. Based on the sensitivity and uncertainty analysis, a similarity analysis was carried out with different types of fuel assemblies lattices of the pressurized water reactor VVER-1000. Using the calculated similarity coefficients c_k , E and P_{spect} , it was possible to determine the degree of similarity of the proposed experiment with the ATF pins in the zero power reactor to the grids of the power reactor. For the optimized experiment, a critical state was found and basic safety requirements were verified. In the research part, the basics of sensitivity calculations are described and their implementation into the Serpent stochastic transport code is explained. There is also a description of the calculations of the uncertainty of the multiplication factor and of the similarity analysis together with an overview of the ATF concepts and a description of the VR-1 reactor and its fuel cells.

Key words: sensitivity, uncertainty, similarity, ATF, SCALE, Serpent

Obsah

Úvod	14
1. Citlivostní a podobnostní analýzy	16
1.1. Citlivostní koeficienty a citlivostní spektrum	16
1.2. Využití citlivostí pro analýzu nejistot	19
1.3. Podobnostní koeficienty	20
2. Implementace citlivostní analýzy do výpočetních kódů	23
2.1. Poruchová teorie a implementace do deterministických kódů	23
2.2. Implementace do stochastických kódů	24
2.2.1. Metoda IFP	24
2.2.2. Metoda CLUTCH	26
2.2.3. Implementace metody IFP do kódu Serpent	26
3. Koncepty ATF	30
3.1. Motivace použití ATF	30
3.1.1. Bezpečnostní hledisko používání ATF	30
3.1.2. Ekonomické a provozní hledisko používání ATF	32
3.2. Přehled uvažovaných konceptů ATF	33
3.2.1. Koncepty palivového pokrytí	33
3.2.2. Koncepty palivových pelet	34
3.3. Výběr konceptů ATF pro tuto práci	35
3.4. Geometrie palivových souborů ATF reaktoru VVER-1000	37
4. Školní reaktor VR-1 a jeho aktivní zóna	39
4.1. Popis a základní parametry reaktoru	39
4.2. Jaderné palivo reaktoru VR-1	41
5. Použité výpočetní kódy, metoda a parametry výpočtů	43
5.1. Výpočetní kód Serpent	43
5.2. Výpočetní kód SCALE	44
5.3. Parametry stochastických citlivostních výpočtů	45
5.4. Transformace citlivostních dat do formátu SDF	46
5.5. Ověření funkčnosti metody citlivostních a podobnostních výpočtů	47
6. Citlivostní a podobnostní analýza palivových mříží ATF v reaktoru VVER-1000	50
6.1. Citlivostní a podobnostní analýza nekonečných mříží ATF	50
6.2. Citlivostní a podobnostní analýza konečných mříží ATF	54

7. Návrh a optimalizace experimentu s ATF v reaktoru VR-1	58
7.1. Analýza provozních konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1	58
7.2. Návrh a optimalizace geometrie experimentu	62
7.3. Podobnostní analýza optimalizovaného experimentu s proutky ATF .	69
7.4. Praktická proveditelnost experimentu a naplnění bezpečnostních li- mitů VR-1	71
7.5. Podobnostní analýza uskutečnitelného experimentu s proutky ATF .	73
Závěr	76
Bibliografie	79
A. Kritické koncentrace kyseliny borité nekonečných palivových mříží	83
B. Vybrané podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi ATF reaktoru VVER-1000	85
C. Schémata klasických konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1	92
D. Schémata konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1 s experimen- tálním ATF souborem	94

Seznam zkratek

ATF Accident Tolerant Fuel (Advanced Technology Fuel), Paliva odolná vůči nehodám (Technologicky pokročilá paliva).

CLUTCH Contribution-Linked eigenvalue sensitivity/Uncertainty estimation via Traklength importance Characterization, Metoda analýzy citlivostí a nejistot koeficientu násobení prostřednictvím sledování průběhu života neutronů.

FGR Fission gas release, Uvolnění plyných štěpných produktů.

GPT Generalized Perturbation Theory, Zobecněná poruchová teorie.

IFP Iterated Fission Probability method, Metoda iterované pravděpodobnosti štěpení.

INES The International Nuclear Event Scale, Mezinárodní stupnice jaderných událostí.

MPR Maximální přebytek reaktivity.

PPR Provozní přebytek reaktivity.

SCALE Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, balík výpočetních kódů pro analýzu a licenční hodnocení reaktorových systémů.

SDF Sensitivity Data File, Formát souboru citlivostních dat pro SCALE.

SPT Standard Perturbation Theory, Standardní poruchová teorie nebo Klasická poruchová teorie.

TSUNAMI Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation, modul balíku SCALE určený pro implementaci citlivostní analýzy a analýzy nejistot.

VR-1 Školní reaktor nulového výkonu provozovaný ČVUT v Praze.

VVER-1000 Tlakovodní jaderný reaktor voroněžského typu s původním elektrickým výkonem 1000 MWe.

ČVUT České vysoké učení technické v Praze.

Úvod

Jaderná havárie na japonské jaderné elektrárně Fukušima 1, ke které došlo na jaře roku 2011, znamenala pro celý jaderný průmysl menší revoluci. Kromě toho, že po celém světě byly následně provedeny zatěžkávací zkoušky a proběhlo z odolňování jaderných elektráren především z hlediska jejich rezistenci vůči zemětřesením, záplavám a jiným vnějším vlivům, do popředí jaderného výzkumu se dostal také vývoj nových druhů paliv, která by měla být odolná vůči nehodám¹. Pokrytí standardních paliv totiž bývá tvořeno slitinami zirkonia, které při vysokých teplotách (kolem 900 °C) rychle oxidují s přehřátou párou za vzniku velkého množství vodíku. Ten může při určité koncentraci reagovat s kyslíkem ve vzduchu a způsobovat hoření, nebo výbuch. Vodíkový výbuch představuje potenciální nebezpečí pro integritu kontejnmentu, což při jaderné havárii může přispět k úniku velkého množství radioaktivních látek do životního prostředí.

Ačkoliv probíhá intenzivní vývoj nových druhů jaderných paliv již přes dvanáct let, zatím není jejich nasazování do energetických reaktorů běžné. Celý proces vývoje, designování, zkoušek, testování a certifikace je totiž velice náročný a zdlouhavý, navíc jej často není možné urychlit. Na druhou stranu podle nařízení Evropské komise by projekty jaderných elektráren měly používat paliva odolná vůči nehodám od roku 2025.

Nové materiály ATF se testují ve výzkumných reaktorech po celém světě. Vystává tedy otázka, zda by ATF mohla být testována také ve školním jaderném reaktoru VR-1 a jakou vypovídající hodnotu by výsledky těchto testů a experimentů přinášely. Odpověď na tuto otázku může přinést podobnostní analýza, díky které je možné rigorózně kvantifikovat míru podobnosti dvou reaktorových systémů. Například je tedy možné počítat podobnosti mezi prostředními energetických a výzkumných reaktorů a na základě nich vyhodnotit, jestli mají experimenty a testování smysl, či nikoliv.

Pro možnost provedení podobnostní analýzy je však nejprve nutné provést citlivostní analýzu koeficientu násobení sledovaných systémů. Ta počítá, jak citlivá je odezva koeficientu násobení na změny ve vstupních parametrech výpočtů, především na změny mikroskopických účinných průřezů a jiných zhodnocených jaderných dat. Některé podobnostní výpočty jsou založeny také na analýze nejistot koeficientů násobení zkoumaných systémů vlivem neurčitostí ve zhodnocených jaderných datech. Pro účely této práce byl navržen také způsob výpočtu podobností dvou jaderných systému na základě jejich energetických neutronových spekter.

¹Accident Tolerant Fuel (Advanced Technology Fuel), Paliva odolná vůči nehodám (Technologicky pokročilá paliva) - ATF

Výsledky výpočtů provedených v předcházejících pracích (např. [1]) ukazují, že reaktor VR-1 se klasickým reaktorovým systémem s palivem v podobě palivových proutků příliš nepodobá. Naopak se reaktor VR-1 vlivem geometrie používaných palivových článků IRT-4M chová spíše jako homogenní reaktor. Navrhnout a optimalizovat experiment s ATF v reaktoru VR-1 takový, aby se co nejvíce podobal prostředí energetických reaktorů, může představovat poměrně velkou výzvu.

1. Citlivostní a podobnostní analýzy

Při studiu jaderných systémů jsou citlivostní analýzy užitečným nástrojem, který jaderným inženýrům poskytuje jedinečný vhled do fungování těchto systémů. Z důvodu vysoké požadované úrovně jaderné bezpečnosti, jenž je kladena nejen na jaderné reaktory, jsou citlivostní analýzy vhodné pro detailní zkoumání počítaných odezev systémů při změnách hlavních vstupních parametrů. Vypočtené citlivostní koeficienty mohou být využity pro studium jaderných systémů přímo, nebo jsou jejich prostřednictvím prováděny další analýzy. Například pro analýzu nejistot odezev jaderného systému z důvodu neurčitostí vstupních parametrů, mohou být využívána citlivostní data jakožto váhové funkce, protože poskytují informaci o důležitosti daných parametrů. Citlivostní data jsou také vstupem do podobnostních analýz, které vyhodnocují, jaká je míra podobnosti mezi dvěma jadernými systémy. [2, 3, 4, 5]

1.1. Citlivostní koeficienty a citlivostní spektrum

Prostřednictvím citlivostních analýz jsou počítány citlivostní koeficienty. Ty vyjadřují, jak se relativně změní odezva jaderného systému R při relativní změně parametru x . Citlivostní koeficient S_x^R je tedy definován následovně:

$$S_x^R = \frac{\delta R/R}{\delta x/x} \quad (1.1)$$

Pro jaderné reaktory patří mezi nejčastěji sledované odezvy efektivní koeficient násobení k_{eff} . Jako odezvy je možné uvažovat také jiné neutronově-fyzikální charakteristiky reaktorů, jako například efektivní podíl zpožděných neutronů β_{eff} , nebo efektivní dobu života jedné generace okamžitých neutronů l_{eff} . Zkoumání citlivostí těchto charakteristik je vhodné například pro sledování přechodových procesů v reaktoru. Dalšími možnými odezvami, které jsou důležité především z hlediska provozu jaderných elektráren, jsou váhy regulačních tyčí, konverzní faktor nebo dutinový koeficient reaktivity. Zkoumat je možné také citlivosti reakčních rychlostí a jejich poměru.

Parametry reaktorového systému používané za účelem citlivostních analýz jsou především jaderná data. Jedná se o mikroskopické účinné průřezy jednotlivých neutronově jaderných reakcí σ , respektive makroskopické účinné průřezy Σ , energetické spektrum neutronů ze štěpení χ , střední počet neutronů ze štěpení $\bar{\nu}$, úhlová distribuce při pružném i nepružném rozptylu, nebo dokonce teploty použitých materiálů. [2, 4, 6]

Citlivostní koeficienty pro jednotlivé nuklidy a reakce na nich mohou být sčítány za vzniku celkového citlivostního koeficientu pro daný nuklid. Kódy počítají citlivostní koeficienty také prostorově, respektive mohou být počítány pro stejný nuklid zvlášť v různých použitých materiálech. Další možností je počítání energeticky závislých citlivostních koeficientů. Výsledkem jsou pak, pro jednotlivé nuklidy a reakce na nich, takzvaná citlivostní spektra prezentovaná nejčastěji v grupové formě. Moderní přístupy výpočtu však poskytují už i spojitá citlivostní spektra.

Pro ukázkou jsou v grafech na obrázcích 1.1 a 1.2 citlivostní spektra koeficientu násobení pro nejvýznamnější reakce na nuklidech vodíku ^1H a uranu ^{235}U v nekonečně palivové mříži reaktoru VVER-1000¹. Spektra byla vypočtena v bakalářské práci [7] kódem TSUNAMI-2D² z balíku SCALE³ [2].

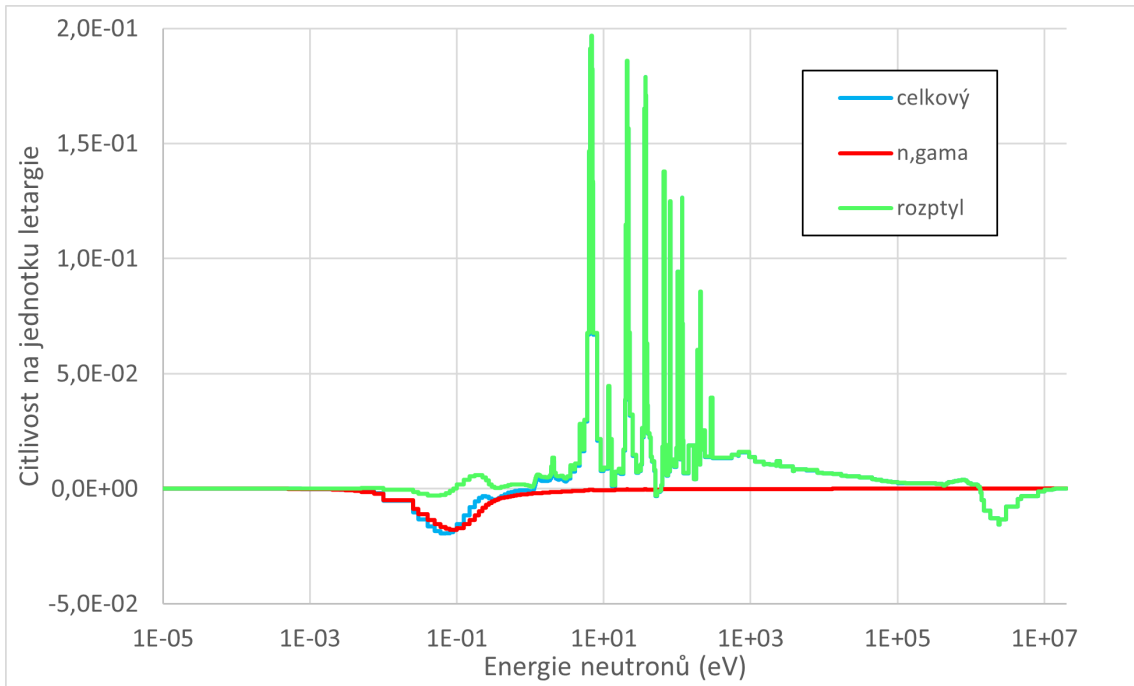
Pro vodík ^1H je z hlediska citlivostní analýzy nejvýznamnější reakce pružného rozptylu. Především v oblasti rezonancí je možné sledovat poměrně vysoké hodnoty citlivostních koeficientů, které indikují, že by při zvýšení hodnoty mikroskopického účinného průřezu této reakce v dané energetické oblasti došlo ke zvýšení koeficientu násobení. Vodík totiž pružným rozptylem moderuje neutrony a napomáhá jim efektivně unikat rezonanční absorpci. V oblasti tepelných neutronů je však již i celková citlivost ^1H záporná z důvodu záporného příspěvku reakce radiačního záchyty na tomto nuklidu. Citlivostní koeficienty všech absorpčních reakcí, při kterých dochází ke ztrátě neutronu, musí být nutně záporné, jelikož při zvýšení mikroskopických účinných průřezů těchto reakcí dochází ke snížení koeficientu násobení.

Na celkové citlivosti koeficientu násobení vzhledem k ^{235}U se nejvíce projevují reakce štěpení a radiačního záchyty, které jsou navíc takřka v celém rozsahu energií protichůdné. Díky tomu, že citlivost reakce štěpení je vyšší než záporný příspěvek citlivosti radiačního záchyty, je i celkový citlivostní koeficient pro nuklid ^{235}U kladný. Z důvodu malé důležitosti reakcí pružného a nepružného rozptylu a reakce $(n,2n)$ na nuklidu ^{235}U jsou jejich citlivosti velice nízké a na celkové citlivosti se téměř neprojevují.

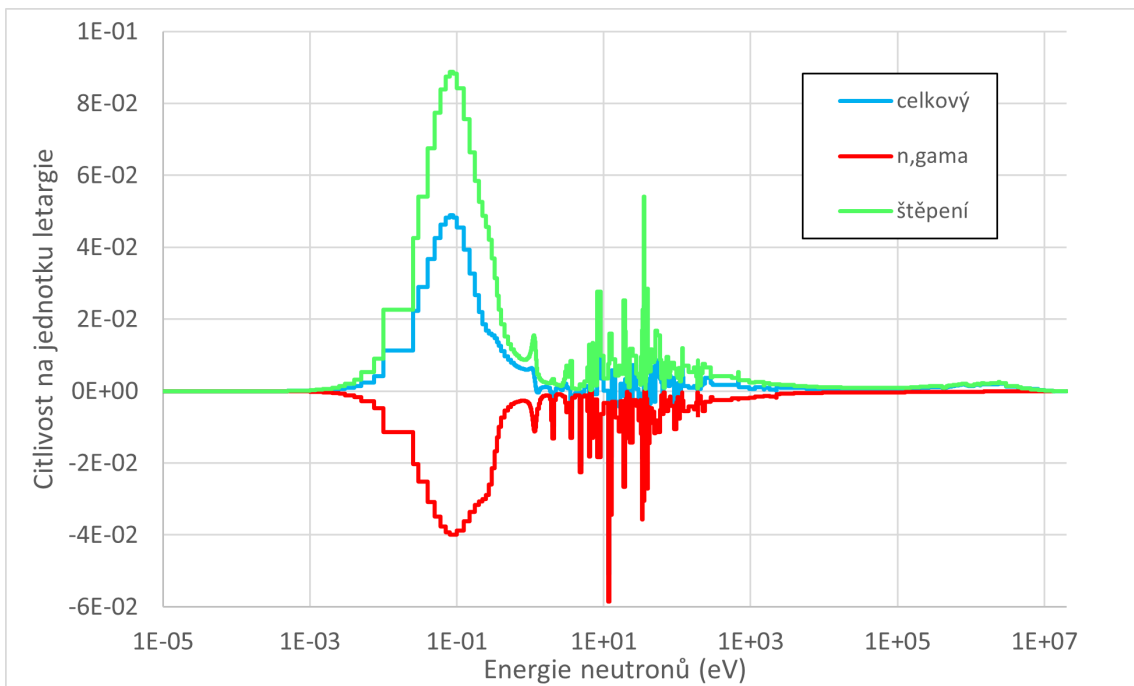
¹Tlakovodní jaderný reaktor voroněžského typu s původním elektrickým výkonem 1000 MWe

²Tools for Sensitivity and Uncertainty Analysis Methodology Implementation, modul balíku SCALE určený pro implementaci citlivostní analýzy a analýzy nejistot

³Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation, balík výpočetních kódů pro analýzu a licenční hodnocení reaktorových systémů



Obrázek 1.1.: Citlivostní spektrum koeficientu násobení nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 pro nejvýznamnější reakce na nuklidu ^1H . Vypočteno kódem TSUNAMI-2D z balíku SCALE [2] v 252 grupovém formátu dat, horizontální osa v logaritmickém měřítku. [7]



Obrázek 1.2.: Citlivostní spektrum koeficientu násobení nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 pro nejvýznamnější reakce na nuklidu ^{235}U . Vypočteno kódem TSUNAMI-2D z balíku SCALE [2] v 252 grupovém formátu dat, horizontální osa v logaritmickém měřítku. [7]

1.2. Využití citlivostí pro analýzu nejistot

Vypočtená citlivostní data podávají rozsáhlé informace o jaderném systému a o důležitosti vlivu jednotlivých jevů na celkové chování tohoto systému. Výsledky citlivostní analýzy tak mohou být využity přímo. Například, při znalosti citlivostních spekter a energetických spekter neutronů, mohou designeři jaderných reaktorů optimalizovat jejich geometrii, složení materiálů nebo teploty. Citlivosti však mohou být také prostředkem k dalším analýzám. [2, 8, 9]

Jedním z hlavních využití citlivostních dat je jejich prostřednictvím počítat nejistoty odezev jaderného systému vlivem nejistot vstupních parametrů. Uplatňují se tak především při analýze nejistot koeficientu násobení k_{eff} reaktorových systémů vlivem nejistot zhodnocených jaderných dat. Jedná se převážně o nejistoty mikroskopických účinných průřezů σ , energetických spekter neutronů ze štěpení χ a středního počtu neutronů ze štěpení $\bar{\nu}$. Zhodnocená jaderná data jsou výsledkem složitého procesu evaluace. Na základě velkého množství experimentálních dat, teoretických výpočtů, odborného posuzování a integrálního testování musí hodnotitelé určit nejpravděpodobnější hodnoty jaderných dat a spolu s nimi také data o jejich nejistotách. Pro svou složitost a komplexnost bývá celý tento proces zhodnocování některými označován jako kombinace „vědy a umění“. [3, 10]

Uvážíme-li grupová jaderná data, zdálo by se intuitivní, že by informace o jejich nejistotách byly ukládány v podobě středních kvadratických odchylek⁴ σ^2 pro každou jednotlivou reakci na jednotlivých nuklidech zvlášť pro každou energetickou grupu. V této podobě však nejistoty zhodnocených dat ukládány nejsou. Informace o nejistotách zhodnocených jaderných dat jsou ukládány v takzvaných kovariančních maticích. Kovarianční matice vyplývají z podstaty zhodnocování jaderných dat, kde se nejpravděpodobnějších hodnot jaderných dat dosahuje metodou nejmenších čtverců. Data se navíc neurčují pro každou reakci zvlášť, nýbrž dohromady při společných experimentech a je tak sledovaná také korelace mezi daty jednotlivých reakcí. Kovarianční matice tedy zahrnují data jak o nejistotách zhodnocených dat, tak i o jejich korelacích. [11]

Kovarianční matice jsou čtvercové matice s rozměrem podle uvažovaného počtu energetických grup. Pokud označíme písmeny α a β konkrétní jaderná data, tedy například dva mikroskopické účinné průřezy pro dva konkrétní nuklidy a reakce na nich, pak $COV(\alpha, \beta)$ je jejich kovarianční matice. Vždy platí, že existuje kovarianční matice, kde $\alpha = \beta$, v některých případech jsou však z výše popsanych důvodů matice také pro dvě odlišné jaderné reakce. Navíc platí, že na diagonále kovarianční matice $COV(\alpha, \alpha)$ jsou pro jednotlivé grupy střední kvadratické odchylky zhodnocených dat α (tedy σ_α^2). [10, 12]

⁴střední kvadratická odchylka neboli rozptyl, někdy také variance

Střední kvadratická odchylka koeficientu násobení způsobená nejistotami zhodnocených jaderných dat $\sigma_{k_{eff}}^2$ se pak počítá podle následujících rovnic:

$$\sigma_{k_{eff}}^2 = \sum_{\alpha, \beta} \sigma_{\alpha\beta}^2 \quad (1.2)$$

$$\sigma_{\alpha\beta}^2 = \sum_{i,j=1}^G S_{\alpha,i}^{k_{eff}} \cdot \frac{COV(\alpha, \beta)_{i,j}}{\alpha_i \cdot \beta_j} \cdot S_{\beta,j}^{k_{eff}} \quad (1.3)$$

kde se v první rovnici sčítá přes všechna jaderná data α a β pro která existuje kovarianční matice $COV(\alpha, \beta)$. V druhé rovnici se sčítá přes všechny energetické grupy, kterých je G . Výrazem $COV(\alpha, \beta)_{i,j}$ je myšlena hodnota z dané kovarianční matice z řádku i a sloupce j , dále α_i a β_j jsou absolutní hodnoty vybraných jaderných dat α a β pro energetické grupy i a j . Nakonec $S_{\alpha,i}^{k_{eff}}$ a $S_{\beta,j}^{k_{eff}}$ jsou citlivostní koeficienty koeficientu násobení pro jaderná data α a β v energetických grupách i a j . Citlivostní koeficienty se tedy používají pro vážení nejistot zhodnocených jaderných dat, protože v sobě nesou informaci o důležitosti jednotlivých jaderných reakcí v systému. Rovnice (1.3) bývá pro svou podobu nazývána „Sandwich Formula“. [2, 3]

1.3. Podobnostní koeficienty

Výsledkem podobnostních analýz jsou podobnostní koeficienty, které vyjadřují, jaká je míra podobnosti dvou jaderných systémů. Na první pohled však nemusí být zcela zřejmé, jaké výhody podobnostní analýzy přináší a jaké je jejich praktické využití. Kromě samotného poznání mohou být podobnosti využity při licenčních hodnoceních nových jaderných technologií. Například při licencování a dokazování jaderné bezpečnosti nových druhů paliv jaderných reaktorů může být vysoká míra podobnosti se stávajícími palivy klíčová během rozhodovacího procesu dozorných orgánů. Obdobně tomu může být při designu nových obalových souborů pro vyhořelé jaderné palivo, nebo dokonce pro nové druhy jaderných reaktorů. Dále, při vývoji a validaci nových výpočetních kódů určených pro specifické reaktorové systémy je možné pomocí podobnostní analýzy nalézt vhodné benchmarkové úlohy, na kterých jsou kódy testovány. [8, 13, 14, 15, 16, 17]

Při designování nových jaderných reaktorů se často testují jednotlivé komponenty a nové materiály ve výzkumných reaktorech. Díky podobnostním analýzám je možné určit, jaká je míra podobnosti mezi prostředím výzkumného a vyvíjeného jaderného reaktoru. Vyhodnocuje se tak, jakou vypovídající hodnotu mají výsledky experimentu a navíc je možné experiment upravit tak, aby byla podobnost vyšší a výsledky hodnotnější [18]. Za stejným účelem je využita podobnostní analýza také v této práci, kde je na jejím základě optimalizován experiment s novými koncepty paliv ve školním reaktoru VR-1⁵. Podobnostní analýzy bylo využito také například při testování a porovnávání různých knihoven zhodnocených jaderných dat včetně jejich různých verzí. [19]

⁵Školní reaktor nulového výkonu provozovaný ČVUT v Praze

Podobnostní koeficienty, někdy také integrální indexy, nabývají hodnot od -1 do 1. Když jsou koeficienty blízko jedné, znamená to, že je pozorována vysoká míra podobnosti mezi systémy. Pokud koeficienty nabývají hodnot kolem nuly, podobnost sledována není a pokud jsou koeficienty blízko mínus jedné, indikují, že se systémy chovají dokonce opačně. K tomuto jevu může dojít například při porovnávání tepelných a rychlých jaderných reaktorů, nebo reaktorů s velice odlišnou geometrií a materiály. V následujícím přehledu jsou definovány nejčastěji používané podobnostní koeficienty c_k a E počítané jedním z modulů z balíku SCALE - TSUNAMI-IP [2]. Dále byl za účely této práce definován podobnostní koeficient P_{spect} , sledující podobnost energetických neutronových spekter.

Koeficient c_k

Tento podobnostní koeficient vyhodnocuje podobnost dvou systémů na základě korelace nejistoty koeficientu násobení vlivem nejistot zhodnocených jaderných dat. Poskytuje tedy informace o sdílení vypočtených nejistot. Podobnost c_k mezi dvěma systémy a a b je definován podle následujícího vztahu s pomocí rovnic (1.2) a (1.3):

$$c_k = \frac{\sigma_{k_{eff},ab}^2}{\sqrt{\sigma_{k_{eff},aa}^2} \cdot \sqrt{\sigma_{k_{eff},bb}^2}} \quad (1.4)$$

kde $\sigma_{k_{eff},aa}^2$, respektive $\sigma_{k_{eff},bb}^2$, je střední kvadratická odchylka koeficientu násobení způsobená nejistotami zhodnocených jaderných dat systému a , respektive systému b . $\sigma_{k_{eff},ab}^2$ je kovariance nejistot koeficientu násobení mezi oběma systémy. Počítá se obdobně jako rozptyl podle rovnic (1.2) a (1.3), s tím rozdílem, že v rovnici (1.3) se citlivostní koeficienty $S_{\alpha,i}^{k_{eff}}$ uvažují pro systém a a citlivostní koeficienty $S_{\beta,j}^{k_{eff}}$ pro systém b . Koeficient c_k je tedy podíl kovariance nejistoty koeficientu násobení obou systémů a součinu odmocnin středních kvadratických odchylek neboli variancí nejistoty koeficientů násobení jednotlivých systémů. [2, 14]

Tabulka 1.1.: Navržená stupnice významu hodnot podobnostních koeficientů c_k .

Interval hodnoty c_k	Význam intervalu
$c_k \geq 0,95$	velmi vysoká míra podobnosti
$0,95 > c_k \geq 0,9$	vysoká míra podobnosti
$0,9 > c_k \geq 0,7$	dostatečná míra podobnosti
$0,7 > c_k \geq 0,5$	malá míra podobnosti
$0,5 > c_k \geq 0,2$	velmi malá míra podobnosti
$c_k < 0,2$	podobnost není sledována

Významy hodnot podobnostních koeficientů nejsou přesně definovány a jednotliví autoři si je často pro své účely přizpůsobují. Hodnota, která některým indikuje velkou míru podobnosti, pro jiné již znamená malou míru podobnosti. Na základě

některých článků (např. [16, 18]) byla pro účely této práce navržena stupnice významu koeficientu c_k prezentovaná v tabulce 1.1. Tato stupnice je z hlediska významu poměrně přísná a autoři mají často i benevolentnější kritéria. Zároveň stupnice neplatí pro další podobnostní koeficienty E a P_{spect} , protože ze zkušenosti jsou jejich hodnoty zpravidla vyšší.

Koeficient E

Zatímco koeficient c_k přistupuje k hodnocení podobnosti dvou systémů skrze jejich nejistoty, pro výpočet koeficientu E jsou využita čistě citlivostní data koeficientu násobení. Pokud jsou všechna citlivostní data všech reakcí ve všech energetických grupách systému a , respektive systému b , uložena do jednoho citlivostního vektoru \vec{S}_a , respektive \vec{S}_b , pak podobnostní koeficient E se rovná kosinu úhlu mezi těmito dvěma vektory:

$$E = \frac{\vec{S}_a \cdot \vec{S}_b}{|\vec{S}_a| \cdot |\vec{S}_b|} \quad (1.5)$$

Koeficient E sice nenesé žádné údaje o sdílené nejistotě obou systémů, ale jelikož je podobnost vyhodnocena pouze na základě citlivostí, poskytuje tento koeficient cenné informace o podobnosti neutronově-fyzikálního chování analyzovaných jaderných systémů. Je na místě zde poznamenat, že citlivostní vektor je výraz používaný pouze za účelem podobnostní analýzy pro výpočet koeficientu E . Citlivostní data však žádné vektory nepředstavují. [2, 14]

Koeficient P_{spect}

Při vypracování této práce se ukázalo, že pro optimalizaci experimentů je hlavním úkolem různými způsoby vhodně upravit energetické neutronové spektrum. Pro porovnávání dvou různých spekter bylo nutné vytvořit nový spektrální podobnostní koeficient P_{spect} . Pokud jsou uložena grupová energetická spektra neutronů pro dva různé jaderné systémy a a b do dvou vektorů $\vec{V}_{spect,a}$ a $\vec{V}_{spect,b}$, pak P_{spect} je roven kosinu úhlu mezi těmito dvěma vektory:

$$P_{spect} = \frac{\vec{V}_{spect,a} \cdot \vec{V}_{spect,b}}{|\vec{V}_{spect,a}| \cdot |\vec{V}_{spect,b}|} \quad (1.6)$$

Výpočet je tak velice podobný výpočtu koeficientu E . Vhodné je také poznamenat, že koeficient P_{spect} může nabývat hodnot pouze od 0 do 1, protože hodnota spektra neutronů nemůže být nikdy záporná.

2. Implementace citlivostní analýzy do výpočetních kódů

Výpočetní neutronické kódy zpravidla přistupují k výpočtu citlivostních koeficientů na základě poruchové teorie. Při jejím odvozování jsou však prováděna různá zjednodušení a zanedbání a různé kódy se tedy liší v přístupu k poruchové teorii. Zásadně se také odlišuje přístup k výpočtu mezi deterministickými a stochastickými výpočetními kódy [20]. Jelikož je v této práci využito výpočtu citlivostních koeficientů pomocí stochastického kódu Serpent [6], bude jeho implementace citlivostní analýzy probrána hlouběji, naznačen však bude také přístup k výpočtu deterministickými kódy.

2.1. Poruchová teorie a implementace do deterministických kódů

Pro výpočty citlivostních koeficientů je poruchová teorie vhodná, protože kvantifikuje vliv změny parametrů na odezvu celého systému, což je přesně předmětem citlivostní analýzy. Důkladné odvození celé poruchové teorie, pro výpočet citlivostních koeficientů koeficientu násobení je možné najít například v následující literatuře [21, 22]. Asi nejjobecnější přístup je využití zobecněné poruchové teorie (GPT). Pro její aplikaci ve výpočetních kódech je však nutné znát hustotu toku neutronů v systému s poruchou a bez poruchy spolu se sdruženým tokem neutronů. Výpočet především hustoty toku neutronů s poruchou je komplikovaný, a proto se často přechází ke zjednodušené podobě zobecněné poruchové teorie - standardní poruchové teorii (SPT). [2, 21, 23, 24]

Podle SPT jsou počítány citlivostní koeficienty koeficientu násobení vůči parametru x podle následující rovnice:

$$S_x^{k_{eff}} = \frac{\left\langle \Phi^\dagger, \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial \mathbf{F}}{\partial x} \Phi \right\rangle - \left\langle \Phi^\dagger, \frac{\partial \mathbf{L}}{\partial x} \Phi \right\rangle + \left\langle \Phi^\dagger, \frac{\partial \mathbf{S}}{\partial x} \Phi \right\rangle}{\left\langle \Phi^\dagger, \frac{1}{k_{eff}} \mathbf{F} \Phi \right\rangle} \quad (2.1)$$

$$(\mathbf{L} - \mathbf{S})\Phi = \frac{1}{k_{eff}} \mathbf{F}\Phi \quad (2.2)$$

$$(\mathbf{L}^\dagger - \mathbf{S}^\dagger)\Phi^\dagger = \frac{1}{k_{eff}} \mathbf{F}^\dagger\Phi^\dagger \quad (2.3)$$

kde lomené závorky značí integraci nebo sumaci přes celý fázový prostor daného systému. Φ a Φ^\dagger jsou řešení Boltzmanových rovnic (2.2) a (2.3). V nich \mathbf{L} , \mathbf{S} a \mathbf{F}

jsou Boltzmanovy operátory pro ztrátu neutronů (absorpci a únik), jejich rozptyl a štěpení. Symbol \dagger značí operátory pro sdružený systém. V předchozích rovnicích je tedy Φ hustota toku neutronů a Φ^\dagger je sdružený neutronový tok. [24]

Vhodné je také poznamenat, že rovnice (2.1) vyjadřuje pouze takzvaný explicitní citlivostní koeficient koeficientu násobení a nesleduje tedy jakým způsobem změna jednoho parametru ovlivňuje jiné parametry a tím následně odezvu celého systému. Při znalosti vztahů mezi jednotlivými parametry je možné vypočítat také implicitní část citlivostního koeficientu, která součtem s tou explicitní dává celkový citlivostní koeficient.

Na tomto místě je možné ve zkratce naznačit, jak je citlivostní analýza implementována do deterministických výpočetních kódů. Rovnice (2.1) je odvozena z Boltzmanovy rovnice ve svém nejjednodušším tvaru (2.2). Deterministické kódy však pracují s tvarem difuzní nebo transportní rovnice. Pomocí násobení těchto rovnic sdruženým neutronovým tokem a jejich integrací přes fázový prostor mohou být odvozeny rovnice pro jednotlivé citlivostní koeficienty a související poruchové integrály. Celé odvození a vztahy pro jednotlivé citlivostní koeficienty je možné najít například v disertační práci [21].

2.2. Implementace do stochastických kódů

Stejně jako deterministické kódy by mohly i ty stochastické přistupovat k citlivostním výpočtům pomocí dvou výpočtů pro určení hustoty toku neutronů a sdruženého neutronového toku. Spolu s makroskopickými jadernými daty by pak bylo možné počítat poruchové integrály a samotné citlivostní koeficienty. Většina stochastických kódů však užívá jiných metodik a citlivosti počítá v jednom samostatném výpočtu. Dvě základní metody výpočtu, jež jsou využívány stochastickými kódy, se nazývají IFP¹ a CLUTCH². [2, 20]

2.2.1. Metoda IFP

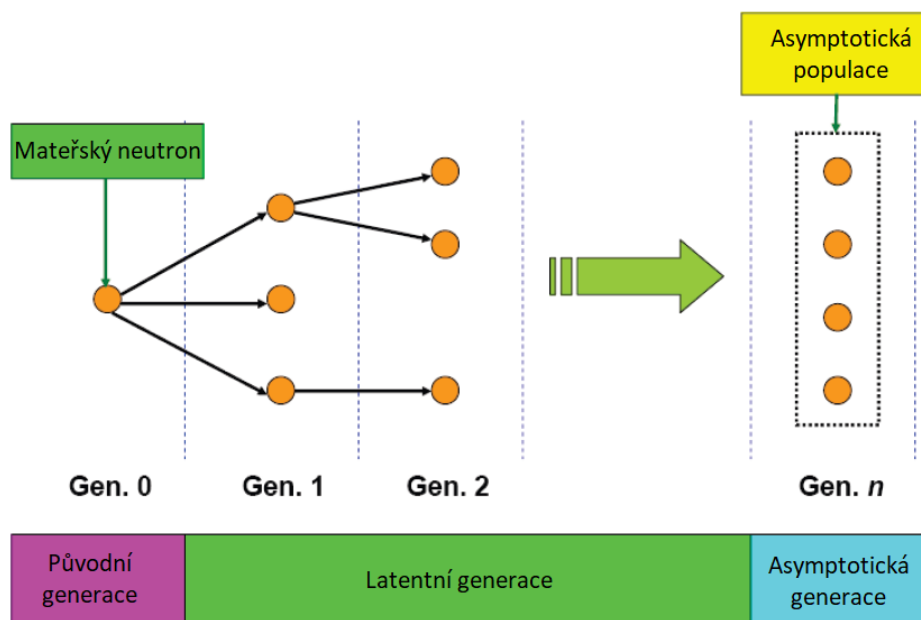
Metoda iterované pravděpodobnosti štěpení (IFP) je založena na předpokladu, že důležitost jednotlivých neutronů je proporcionální velikosti populace neutronů, které jsou přímými následovníky toho původního za určitý počet uplynulých generací. Generace uplynulé mezi původním neutronem a generací následovníků neboli asymptotickou generací se nazývají latentní generace. Na obrázku 2.1 je diagram tohoto způsobu výpočtu.

Počet latentních generací musí být dostatečně velký, aby během nich výpočet konvergoval ke skutečně asymptotické generaci neutronů. Uživatel si jej volí sám. Pro

¹Iterated Fission Probability method, Metoda iterované pravděpodobnosti štěpení

²Contributon-Linked eigenvalue sensitivity/Uncertainty estimation via Tracklength importance Characterization, Metoda analýzy citlivostí a nejistot koeficientu násobení prostřednictvím sledování průběhu života neutronů

jaderné systémy velkých rozměrů se složitou geometrií, nebo pro velice konzervativní výpočty bývá nastavováno až 20 latentních generací. Pro menší a méně složité systémy je často dostačujících 5 až 10 latentních generací. Pokud by byl zájemem výpočtu citlivostí nekonečný homogenní systém, ve kterém je distribuce důležitosti neutronů konstantní, nebylo by nutné latentní generace uvažovat vůbec. V provedených analýzách v [7] se ukázalo, že pro výpočty citlivostních koeficientů školního reaktoru VR-1 je dostačující využít 5 latentních generací. [2, 20, 25, 26]



Obrázek 2.1.: Diagram tvorby asymptotické populace pro určení důležitosti jednotlivých neutronů metodou IFP. Přeloženo do češtiny. [2]

IFP metoda byla vyvíjena již ve 40. a 50. letech 20. století a je tak považována za dobře otestovanou a robustní. Základním problémem této metody jsou její nároky na paměť výpočetního zařízení. Je totiž nutné ukládat velký počet reakčních rychlostí během latentních generací, než je dosaženo asymptotické populace a je možné provést dílčí citlivostní výpočet. Celkovou potřebnou paměť pro výpočet je možné vypočítat podle následující rovnice:

$$\begin{aligned}
 & 8 \text{ bajtů pro hodnotu reakční rychlosti (double)} \times \text{počet izotopů} \\
 & \quad \times \text{počet reakcí na 1 izotop} \times \text{počet energetických grup} \\
 & \times (\text{počet latentních generací} + 1) \times \text{počet neutronů na jednu generaci}
 \end{aligned}$$

Pro podrobný výpočet systémů s různorodými materiály a rozsáhlou a složitou geometrií je tak někdy nutné využít až tisíce GB paměti [20], což již hraničí s výpočetními kapacitami některých institucí. Například v této práci pro výpočty citlivostí školního reaktoru VR-1 metodou IFP prostřednictvím kódu Serpent [6] s 200 000 neutrony na jednu generaci a 5 latentními generacemi bylo potřeba 90 GB paměti, z toho jen asi 10 GB byly využity pro jiné části výpočtu než pro implementaci citlivostní analýzy. Pro srovnání, výpočty v této práci byly prováděny na výpočetních zařízeních s maximální celkovou pamětí 320 GB. [24]

2.2.2. Metoda CLUTCH

Tato metoda byla vyvíjena až od roku 2012 a je tak podstatně mladší než IFP. Její základní výhodou jsou výrazně nižší nároky na paměť výpočetních zařízení a nižší čas výpočtu. Implementace metody CLUTCH do kódu Serpent je zatím ve stádiu vývoje, a proto je pro výpočty v této práci využívána pouze metoda IFP. [2, 27, 28]

Pokud kód počítá citlivosti koeficientu násobení metodou CLUTCH, musí v první řadě spočítat váhovou funkci $F^*(\vec{r})$, která se rovná důležitosti štěpení v místě \vec{r} . Jelikož na výpočet této funkce není kladen požadavek konvergence neutronového zdroje, je počítána již během neaktivních generací transportního výpočtu. Aby však byly další výpočty správné, musí dojít ke konvergenci neutronového zdroje během neaktivních generací. Pro výpočet $F^*(\vec{r})$ je využito definice citlivosti štěpného spektra a předpokladu, že energetické spektrum ze štěpení není silně závislé na energii neutronu před štěpením a izotopu, který je štěpen.

Některé kódy uvažují váhovou funkci $F^*(\vec{r})$ spojitě, většina kódů však zatím počítá $F^*(\vec{r})$ pomocí diskretní čtvercové mříže, kterou si musí uživatel sám zvolit a která by měla být poměrně podrobná. Je doporučováno aby strana jednoho dílku mříže měla rozměry od 1 do 2 cm. Navíc by na každý dílek mříže mělo připadat až 100 neutronů na jednu generaci. Pro větší systémy je tak nutné počítat s velkou statistikou [2]. Dostatečně velká statistika je však nutná pro všechny typy stochastických výpočtů (například i při výpočtu metodou IFP) a stanovení dostatečně velké statistiky souvisí se statistickými testy konvergence neutronového zdroje.

Samotné citlivosti jsou počítány pomocí přechodové funkce, která prostřednictvím „náhodných procházek“ primárních neutronů určuje, kolik štěpných neutronů vážených funkcí $F^*(\vec{r})$ vzniká po konkrétní reakci, které se citlivostní koeficient týká. [2, 20, 27, 28]

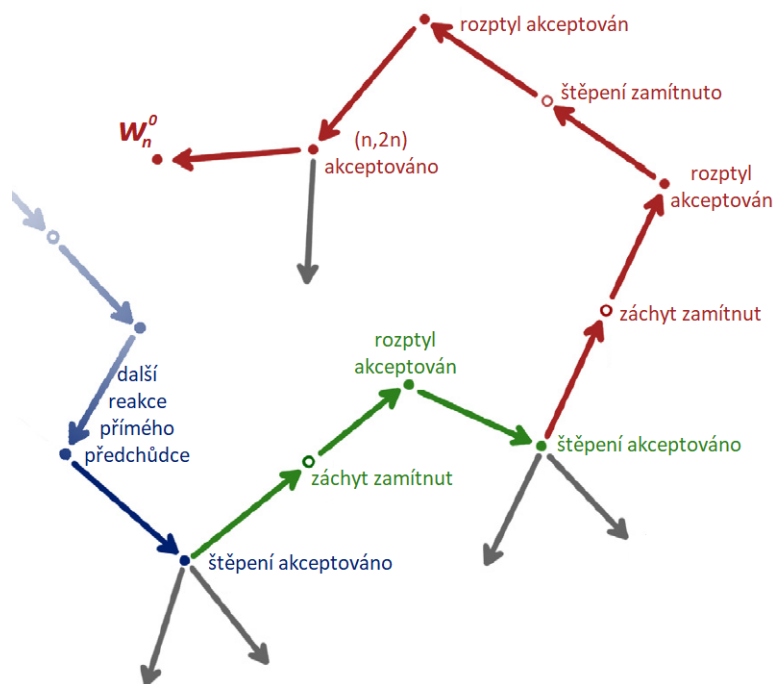
2.2.3. Implementace metody IFP do kódu Serpent

Pokud je ve vstupním souboru pro výpočet kódem Serpent [6] nastaven výpočet citlivostí koeficientu násobení, jako první jsou uměle navýšeny hodnoty účinných průřezů Σ_r těch reakcí r , které jsou součástí dané citlivostní analýzy. V kódu Serpent je implementován násobící faktor f_r roven dvěma. Zároveň, pokud dojde během transportního výpočtu k reakci r , je tato interakce přijata (accepted) a skutečně podstoupena, respektive zamítnuta (rejected) a tím pádem ignorována, se stejnou pravděpodobností 50 %. Nedochází tak k fyzikálním změnám v systému, nicméně jsou jednotlivé reakce r vzorkovány s větší četností.

Pro počítání citlivosti na úhlovou distribuci neutronů při rozptylu a energetické spektrum neutronů ze štěpení je zaveden princip skutečných a virtuálních událostí. Pokud má být ze štěpení emitován neutron, jsou generovány dvě jeho energie, jedna je akceptována a skutečná, druhá je zamítnuta a stává se tak pouze virtuální. Obdobně je tomu při rozptylu a generování jeho dvou různých úhlů. [24]

Aby mohla být metoda IFP aplikována, je každý jeden simulovaný neutron provázán se seznamem všech svých skutečných (akceptovaných) a virtuálních (odmítnutých) interakcí a zároveň všech interakcí svých přímých předchůdců v předcházejících generacích. Takovýto seznam pak dále poskytuje pro své potomky v generacích nadcházejících.

Při různých metodách stochastických výpočtů, jako například při využití techniky redukce variance, se uměle mění jednotlivé parametry výpočtu a úměrně tomu se mění také váha jednotlivých neutronů. Stejně tak je měněna váha neutronů při aplikaci poruchové teorie. Pokud je uvažována pozitivní porucha účinného průřezu Σ_x pro reakci x , pak je zvýšena váha neutronu, u kterého je tato reakce akceptována, a naopak snížena v případě, kdy je zamítnuta. Reakcemi x jsou zde myšleny všechny parametry, které jsou reprezentovány jadernými daty, a mohou být myšleny pro jednotlivé nuklidy, v jednotlivých energetických grupách, pro jednotlivé materiály a myšlené objemy. [24]



$$w_n = w_n^0 \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_{n,2n}}{\Sigma_{n,2n}}\right) \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_s}{\Sigma_s}\right) \cdot \left(1 - \frac{d\Sigma_f}{\Sigma_f}\right) \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_s}{\Sigma_s}\right) \cdot \left(1 - \frac{d\Sigma_a}{\Sigma_a}\right) \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_f}{\Sigma_f}\right) \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_s}{\Sigma_s}\right) \cdot \left(1 - \frac{d\Sigma_a}{\Sigma_a}\right) \cdot \left(1 + \frac{d\Sigma_f}{\Sigma_f}\right) \dots$$

Obrázek 2.2.: Diagram implementace metody IFP pomocí skutečných (akceptovaných) a virtuálních (zamítnutých) interakcí kódem Serpent [6] spolu s rovnicí pro výpočet váhy neutronu w_n při pozitivních poruchách účinných průřezů Σ_x . [24]

V rovnici na obrázku 2.2 je nastíněn výpočet váhy neutronu w_n pro systém, ve kterém jsou uvažovány pozitivní poruchy účinných průřezů (w_n^0 je váha neutronu v klasickém systému), pro případ, jenž na schématu v obrázku 2.2 znázorněn také. Červenou barvou jsou zde zvýrazněny příspěvky samotného neutronu, zelenou barvou pak příspěvek interakcí jeho prvního přímého předchůdce a modrou barvou jeho druhého předchůdce. Šedou barvou jsou znázorněny ty neutrony, které nepřispívají k váze neutronu w_n , protože nejsou jeho přímými předchůdci. [24]

Výpočet citlivostí v kódu Serpent je omezen na poruchy prvního řádu vah neutronů. Prostřednictvím nich je pak možné určit vliv poruch parametrů x na odezvy celého systému pomocí standardních statistických estimátorů. Rozšířením prvního řádu rovnice z obrázku 2.2 je možné odvodit relativní změnu váhy neutronu n při relativní změně (poruše) parametru x :

$$\frac{\delta w_n/w_n}{\delta x/x} = \sum_{(g=\alpha-\lambda)}^{\alpha} \left({}^{(n,g)}ACC_x - {}^{(n,g)}REJ_x \right) \quad (2.4)$$

kde ${}^{(n,g)}ACC_x$ a ${}^{(n,g)}REJ_x$ je počet akceptovaných (ACC) a zamítnutých (REJ) interakcí související s parametrem x a neutronem n v generaci g . Ve vzorci se počítá přes všechny generace od ($g = \alpha - \lambda$) do α , kde α je současná generace neutronu a λ je počet generací, které se používají pro reprezentaci poruch. [24]

Podstatou celé IFP metody je způsob počítání důležitosti neutronů. V kódu Serpent je implementován estimátor důležitosti neutronu n následovně:

$$I_n = \frac{1}{q'} \frac{1}{w_n} \sum_{k \in d_{n,\gamma}} w_k \quad (2.5)$$

kde se v sumě počítá přes všechny váhy neutronů které jsou přímými následovníky neutronu n v generaci α až do generace $(\alpha - \gamma)$, γ je počet nastavených latentních generací. q' je normalizační faktor, který bere v úvahu normalizaci počtu neutronů ze štěpení mezi zmíněnými generacemi. [24]

Na základě předchozích odvození a především rovnice (2.5) je možné odvodit estimátory pro příspěvek neutronové generace α k jednotlivým členům z rovnice (2.1), která prezentuje výpočet citlivostního koeficientu násobení na základě standardní poruchové teorie:

$$\left\langle \Phi^\dagger, \frac{1}{k_{eff}} \frac{\partial \mathbf{F}}{\partial x} \Phi \right\rangle = \frac{1}{qq'} \sum_{k \in (\alpha+\gamma)} w_k \left({}^{(k,-\gamma)}ACC_x \right) \quad (2.6)$$

$$\left\langle \Phi^\dagger, \frac{\partial \mathbf{L}}{\partial x} \Phi \right\rangle = \sum_{k \in (\alpha+\gamma)} w_k \left({}^{(k,-\gamma)}REJ_x \right) \quad (2.7)$$

$$\left\langle \Phi^\dagger, \frac{\partial \mathbf{S}}{\partial x} \Phi \right\rangle = \sum_{k \in (\alpha+\gamma)} w_k \left({}^{(k,-\gamma)}ACC_x - {}^{(k,-\gamma)}REJ_x \right) \quad (2.8)$$

$$\left\langle \Phi^\dagger, \frac{1}{k_{eff}} \mathbf{F} \Phi \right\rangle = \frac{1}{qq'} \sum_{k \in (\alpha+\gamma)} w_k \quad (2.9)$$

Ve všech rovnicích (2.6) až (2.9) se sčítá přes všechny neutrony k v generaci $(\alpha + \gamma)$, γ je počet uvažovaných latentních generací. w_k je váha neutronu k . ${}^{(k,-\gamma)}ACC_x$ a ${}^{(k,-\gamma)}REJ_x$ je počet akceptovaných a odmítnutých interakcí souvisejících s parametrem x v historii přímého předchůdce neutronu k před γ generacemi. Je vhodné zmínit, že jelikož $k \in (\alpha + \gamma)$, tak se jedná o přímého předchůdce z generace α . q a q' jsou normalizační faktory beroucí v úvahu normalizaci počtu neutronů ze štěpení mezi generacemi během stochastického výpočtu. [24]

Pro každou z rovnic jsou uvažovány jiné parametry x . V rovnici (2.6) přispívají pouze interakce související se štěpením, patří zde tedy mikroskopický účinný průřez pro štěpení σ_f , energetické spektrum neutronů ze štěpení χ a střední počet neutronů ze štěpení $\bar{\nu}$. V rovnici (2.7) vystupují pouze interakce související s parametrem mikroskopického účinného průřezu pro absorpci σ_a . Následně jsou v rovnici (2.8) vystupujícími parametry ty, co souvisí s pružným rozptylem. Kromě účinných průřezů je to také úhlová distribuce. Rovnice (2.9) nepracuje s žádnými interakcemi, nýbrž se jedná o celkovou váhu potomků v neutronové generaci $(\alpha + \gamma)$. Dosazením rovnic (2.6) až (2.9) do rovnice (2.1) pro všechny počítané neutronové generace je možné vytvořit celkový statistický estimátor pro výpočet citlivostí koeficientu násobení. [24, 29]

Nakonec by mělo být také zmíněno, že pro všechny parametry x , pro které jsou uvažovány akceptované (reálné) i zamítnuté (virtuální) interakce je pravděpodobnost akceptování, či zamítnutí stejná. Platí však, že počet akceptovaných nebo zamítnutých interakcí v historii přímých předchůdců dané neuronové populace není stejný, má-li parametr x vliv na důležitost neutronů. [24]

3. Koncepty ATF

Samotná zkratka ATF má dva používané významy: Accident Tolerant Fuel - paliva odolná vůči nehodám nebo Advanced Technology Fuel - technologicky pokročilá paliva. Zatímco dozorné orgány a mezinárodní instituce dohlížející na jadernou bezpečnost jaderných reaktorů upřednostňují spíše první zmíněný význam, komerční instituce, tedy především samotní provozovatelé jaderných elektráren, se klaní spíše k druhému významu. Jaká je motivace používání ATF pro jednotlivé aktéry na poli jaderného inženýrství je popsáno následující v podkapitole. [30]

3.1. Motivace použití ATF

Dne 11. března 2011 došlo na východ od Japonska k výjimečně silnému zemětřesení o síle 9 stupňů Richterovy škály, které vyvolalo téměř 40 metrů vysokou vlnu tsunami. Přestože byly všechny reaktory jaderné elektrárny Fukušima 1 po zemětřesení podle předpisů bezpečně odstaveny, bylo zničeno elektrické vedení do elektrárny a navíc vlna tsunami zaplavila záložní diesel-generátory elektrického napájení čtyř bloků. Výsledkem byla ztráta chlazení reaktorů a znemožnění odvodu zbytkového tepla. Ve třech reaktorech došlo k vysokoteplotní oxidaci zirkoniového pokrytí, poškození palivových proutků a úniku poměrně velkého množství vodíku do kontejnmentů. Postupně během několika dní došlo k výbuchu vodíku na čtyřech blocích elektrárny a významnému úniku radioaktivity do životního prostředí. Tato těžká havárie je na stupnici INES hodnocena číslem 7 a po havárii v Černobylu je to druhá nejzávažnější civilní jaderná havárie v historii. [31, 32]

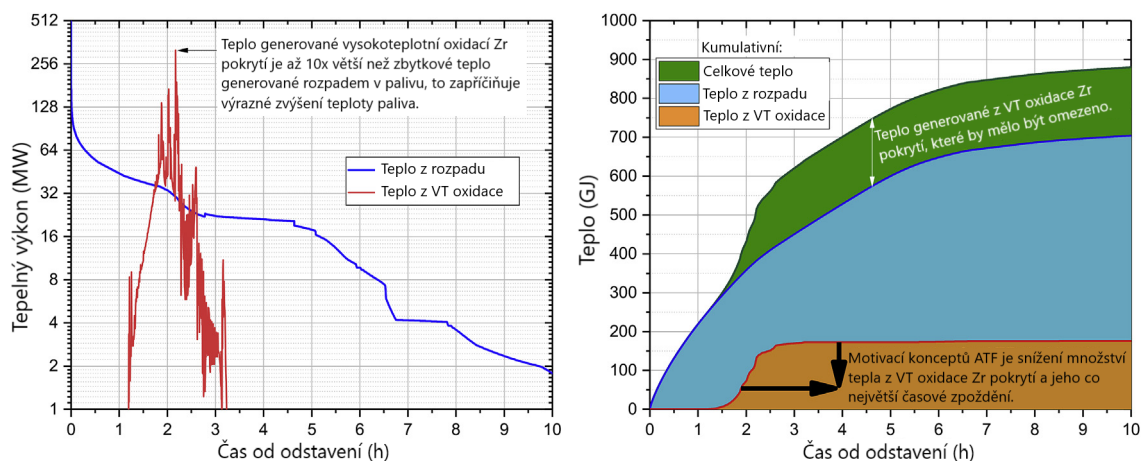
Vývoj konceptů ATF se stal po havárii ve Fukušimě jedním z hlavních předmětů výzkumu v oblasti jaderné energetiky. Je tedy vhodné zmínit, že ATF se netýká dlouhodobého vývoje reaktorů generace IV., nýbrž by měla být nová paliva nasazována již do současných jaderných elektráren a do nových jaderných zdrojů generace III. a III+. To, že je využívání ATF problematikou současnosti, je možné vyčíst také z nařízení Evropské komise, která požaduje, aby projekty jaderných elektráren používaly paliva odolná vůči nehodám (ATF) od roku 2025 [33]. Motivace jednotlivých institucí k zavedení ATF se liší. Někteří tyto koncepty shledávají užitečné především z hlediska jaderné bezpečnosti, jiní vidí spíše ekonomické a provozní výhody. [32, 34]

3.1.1. Bezpečnostní hledisko používání ATF

Hlavním problémem současných jaderných paliv je reakce palivového pokrytí tvořeného ze zirkoniových slitin s párou vznikající během nehod a havárií. Při vysokých

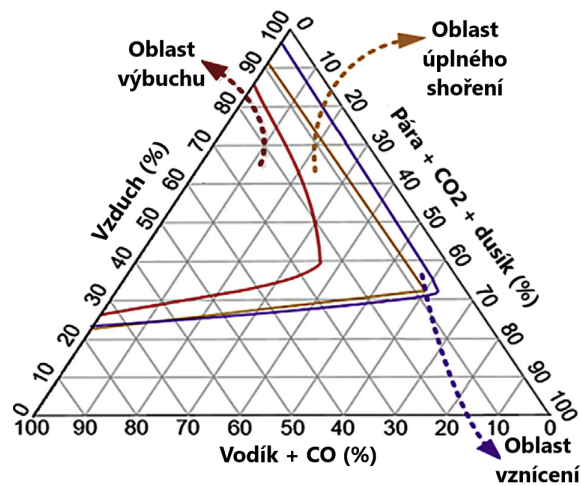
teplotách (kolem 900 °C) totiž dochází k poměrně rychlé oxidaci pokrytí, která jednak generuje vysoké množství tepla, čímž se sama urychluje, ale také uvolňuje vodík, jenž může při dostatečné koncentraci reagovat s kyslíkem ve vzduchu a zapříčinit hoření, nebo dokonce výbuch. Například při oxidaci 125 kg zirkonia, což je obsaženo v asi 250 proutcích paliva reaktoru VVER-1000, je uvolněno přes 820 MJ tepla a přes 2700 mol vodíku. Celková hmotnost zirkonia v reaktoru se pohybuje mezi 20 až 40 tunami, v závislosti na konkrétním typu jaderného reaktoru. [35]

V grafech na obrázku 3.1 jsou vykresleny průběhy tepelného výkonu pro rozpad radionuklidů a vysokoteplotní oxidaci zirkoniového pokrytí (vlevo) a kumulativní teplo získané z těchto dvou jevů (vpravo) během krátkodobé ztráty elektrického napájení a tím i schopnosti efektivního chlazení aktivní zóny. Několik hodin po odstavení může být tepelný výkon z vysokoteplotní oxidace až desetkrát vyšší než zbytkový tepelný výkon z rozpadu radionuklidů. Cílem konceptů ATF je snížit množství generovaného tepla z vysokoteplotní oxidace a zároveň jeho odsunutí do pozdější fáze nehody. Toto zpoždění se nazývá „Coupling time“ a mělo by dosahovat alespoň deset hodin (lépe až několik dní). „Coupling time“ poskytuje provozovateli elektrárny více času, aby obnovil schopnost chlazení aktivní zóny jaderného reaktoru a tím vysokoteplotní oxidaci pokrytí zabránil. [30, 35]



Obrázek 3.1.: Tepelný výkon a kumulativní energie (teplo) generované rozpadem radionuklidů a vysokoteplotní oxidací zirkoniového pokrytí během krátkodobé ztráty elektrického napájení. Přeloženo do češtiny. [35]

Jak již bylo napsáno, kromě tepla, které je uvolňováno během vysokoteplotní oxidace zirkoniového pokrytí a podílí se na degradaci aktivní zóny, je generováno vysoké množství vodíku. Vodík může reagovat s kyslíkem v atmosféře kontejnmentu a zapříčinit hoření i výbuch. Na obrázku 3.2 je takzvaný Shapirův diagram, ve kterém je možné sledovat, při jakých koncentracích vzduchu, vodíku a páry v atmosféře kontejnmentu dochází k hoření a výbuchům vodíku při tlaku jednoho baru. V elektrárnách jsou sice instalovány pasivní nebo aktivní rekombinátory vodíku, jenž katalytickou reakcí nebo spalováním odstraňují vodík z kontejnmentu, ty však nemusí být dostatečné při některých přechodových procesech. Například, když je v kontejnmentu zapnut sprchový systém, dochází k rychlé kondenzaci páry, ubývá tak zhašecího plynu a může dojít ke vznícení, nebo hůře k výbuchu. [36]



Obrázek 3.2.: Shapirův diagram koncentrací jednotlivých složek atmosféry (především vodík, vzduch a pára) a jejich vliv na hoření nebo výbuchu vodíku při tlaku 1 bar. Přeloženo do češtiny. [36]

Při oxidaci palivového pokrytí se také zásadně mění jeho mechanické vlastnosti. Zoxidované palivové pokrytí je výrazně křehčí, mohou v něm vznikat praskliny a prostřednictvím toho unikat štěpné produkty do vody primárního okruhu. V některých případech je již zbytková tažnost zoxidovaného pokrytí tak nízká, že dochází k jeho úplnému protržení a vysypání paliva z palivového proutku do volného prostoru aktivní zóny.

Aby koncepty ATF naplnily očekávání z hlediska bezpečnosti, měly by omezovat možnost vysokoteplotní oxidace. Používány jsou tak materiály, se kterými je vysokoteplotní oxidace mnohem pomalejší, nebo k ní téměř nedochází. Kromě alternativních materiálů pokrytí je další možností použití různých povlaků standardních zirkoniových slitin. [30]

3.1.2. Ekonomické a provozní hledisko používání ATF

Z ekonomického úhlu pohledu nejsou pro provozovatele koncepty ATF příliš atraktivní. Jednak musí investovat do jejich výzkumu, navíc některé materiály palivového pokrytí ATF více absorbují neutrony a je tedy nutné vyšší obohacení paliva, což zvyšuje jeho cenu. Pro ATF je navíc nutné upravit technologie výroby paliv a budovat nové montážní linky. Toto vše je nákladné a ve výsledku se to projeví na ceně paliv, kterou budou muset provozovatelé platit.

Takzvaný „Coupling time“ tedy není pro provozovatele nejzásadnější parametr ATF a stačí jim jednotky až desítky hodin tohoto času. Naopak si od nových paliv slibují posouvání bezpečnostních rezerv. ATF by tak mělo být možné provozovat při vyšších vyhořeních, vyšších výkonech (vyšších hustotách výkonu), nebo během delších palivových kampaních. Dále by bylo vhodné, kdyby byla paliva také provozně odolnější, například aby se omezil počet netěsných palivových proutků.

Celkově je tedy nutné designovat nové koncepty jaderných paliv ATF tak, aby jednak přinesly žádané zlepšení bezpečnosti při haváriích, na druhou stranu však musí být tato paliva zajímavá pro provozovatele také z provozního a ekonomického úhlu pohledu. [30, 32]

3.2. Přehled uvažovaných konceptů ATF

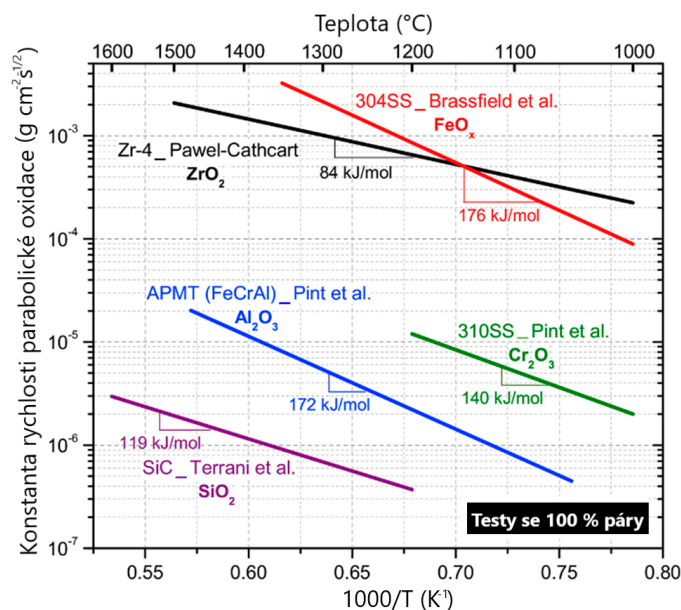
Ve světě bylo a je vyvíjeno dohromady nepřeberné množství různých konceptů ATF. Proto se zde nachází pouze základní přehled konceptů, které mají velkou šanci na reálné používání při provozu jaderných elektráren. Veškerá paliva se skládají především ze dvou hlavních částí: palivová část se štěpným materiálem a jeho pokrytí.

Kromě změny chování palivového pokrytí během nehod a havárií je očekáváno zlepšení jeho odolnosti vůči korozi a mechanickému poškození. Toto vše s co nejmenším vlivem na neutroniku, konkrétně na absorpci neutronů. Koncepty ATF uvažují také nové materiály palivové části (palivových pelet). Ty by měly zaručit lepší chování během vyhořívání, jako například lepší zachytávání plynných štěpných produktů, menší mechanické poškození, a také větší odolnost při vysokých teplotách během havárií. Pokud jsou uvažovány alternativní materiály pro pokrytí a palivové pelety, je nutné zajistit také chemickou stabilitu mezi těmito materiály při všech provozních i havarijních podmínkách. [30, 32]

3.2.1. Koncepty palivového pokrytí

Cílem vývoje pokrytí ATF jsou materiály výrazně odolnější vůči vysokoteplotní oxidaci než zirkoniové slitiny. Oxidy prvků chromu, hliníku nebo křemíku jsou v této oblasti výrazně lepší. V grafu na obrázku 3.3 jsou vykresleny konstanty rychlosti parabolické oxidace pro oxidy zirkonia (ZrO_2), železa (FeO_x), chromu (Cr_2O_3), hliníku (Al_2O_3) a křemíku (SiO_2). Tyto oxidy se tvoří na povrchu slitin složených z těchto prvků. Zatímco rychlost vysokoteplotní oxidace oxidů železa je velice podobná jako v případě zirkonia, konstanta rychlosti parabolické oxidace pro oxidy chromu, hliníku a křemíku je o dva až čtyři řády nižší. V případě křemíku se navíc přesouváme k teplotám asi o 300 K vyšším než v případě zirkonia.

Pro vývoj asi nejjednodušším novým druhem pokrytí je využití standardních paliv se zirkoniovým pokrytím (např. slitina E110), ale s chromovým povlakem o šířce několik desítek mikronů, na kterém se vytvoří oxidický film. Jedná se o koncept nejpodobnější dnešním klasickým palivům, jak z neutronického, tak z mechanického a výrobního hlediska, proto je jej možné uvažovat jako prvního kandidáta pro nasazení ATF na dnešní jaderné elektrárny. [30, 35, 37, 38]



Obrázek 3.3.: Graf konstant rychlosti parabolické oxidace pro oxidy zirkonia (ZrO_2), železa (FeO_x), chromu (Cr_2O_3), hliníku (Al_2O_3) a křemíku (SiO_2) v závislosti na jejich teplotě. Výsledky experimentů s parou. Přeloženo do češtiny. [35]

Mezi další koncepty pokrytí patří kompozit SiC/SiC a slitina FeCrAl. SiC/SiC má excelentní mechanické vlastnosti při vysokých teplotách, dobré chemické vlastnosti a také neutronovou ekonomii. Slitina FeCrAl je odolná vůči korozi a oxidaci a má také výborné mechanické vlastnosti při provozních i havarijních podmínkách. Existují také koncepty z molybdenových slitin, nebo chrom-niklová slitina 42HNM („Bochvalloy“). Kromě výše zmíněných je ve vývoji řada dalších druhů pokrytí, ať už samotných materiálů pokrytí, nebo jejich povlaků. [30, 38, 39]

3.2.2. Koncepty palivových pelet

Složení palivových pelet v ATF s vysokoteplotní oxidací příliš nesouvisí. Od nových druhů se očekává, že budou lépe zadržovat plynné štěpné produkty v peletě a omezí se tak FGR¹. V případě, že by došlo k netěsnostem v palivovém pokrytí, by pak z paliva neunikalo tolik plynných štěpných produktů. Zároveň by mohly mít pelety lepší tepelnou vodivost a pracovat s vyšším obohacením i vyhořením.

Stejně jako v případě pokrytí a povlaku, je v případě palivových pelet asi nejjednodušší modifikací jejich dopování. Nejčastějšími dopanty klasických oxidických paliv (např. UO_2) jsou oxidy hliníku a chromu (Al_2O_3 a Cr_2O_3). Ty se podílejí na zvětšování zrn pelet (až do 60 μm) díky čemuž lépe zadržují plynné štěpné produkty.

Některé koncepty ATF však již uvažují i jiné druhy paliv, než oxidické. Například jsou vyvíjena nitridická paliva v podobě UN. Z důvodu absorpční reakce $^{14}N(n,p)^{15}C$ je však nutné obohacovat toto palivo o nuklid ^{15}N , kterého je v přírodním složení

¹Fission gas release, Uvolnění plynných štěpných produktů

pouze 0,366 %, zbytek tvoří nuklid ^{14}N . Další koncepty palivových pelet uvažují s metalickou formou (UZr, nebo vysokohustotní U9-Mo), nebo s křemíkovými palivy U_3Si_2 a U_3Si_5 . Existují také více inovativní pelety, například ty tvořené klasickým oxidem UO_2 v šestiúhelníkové matici, která je tvořena buďto kovovým nebo oxidickým materiálem - „Microcell pelety“. [30, 40]

3.3. Výběr konceptů ATF pro tuto práci

Pro základní výpočty této práce byl proveden širší výběr konceptů ATF s šesti druhy palivových pelet a pěti druhy jejich pokrytí. Vzniklo tedy 30 konceptů ATF, pro které budou provedeny prvotní neutronické citlivostní a vzájemné podobnostní výpočty. Na základě těchto výpočtů a praktického uvážení, zdali jsou pelety s pokrytím kompatibilní (například z důvodu chemické stability) a zdali jsou již kombinace pelet a pokrytí ATF někde ve vývoji, bude proveden užší výběr pro finální výpočty. Pro palivové pelety byly vybrány materiály UO_2 , U_3Si_2 , UZr, U9-Mo a UN (varianta s přírodním složením dusíku a varianta s jeho obohacením nuklidem ^{15}N). Pokrytí tvoří slitiny E110 (s a bez chromového povlaku), 42HNM, FeCrAl a kompozit SiC/SiC.

Dále v práci bude často odkazováno na jednotlivé koncepty ATF v závislosti na kombinaci jejich palivové části a pokrytí. Pro přehlednost textu je vhodné zavést pro tyto různé kombinace zkrácená označení. Kombinace budou zapisovány následovně: palivo+pokrytí. Například palivo ve formě UO_2 pelet s pokrytím ze slitiny E110 s chromovým povlakem bude zapsáno $\text{UO}_2+\text{E110Cr}$, nebo vysokohustotní palivo U9-Mo s chromniklovým pokrytím 42HNM bude zapsáno U9-Mo+42HNM.

Složení materiálů paliva a pokrytí je převzato z článku [40], kde bylo sledováno chování těchto konceptů ATF v reaktoru VVER-1200. Studovány byly především neutronické vlastnosti během vyhořívání, termohydraulické odezvy a charakteristiky, nebo vlastnosti a složení vyhořelého paliva.

V tabulce 3.1 je složení jednotlivých typů paliva, jejich hustota a uvažovaná efektivní teplota, v tabulce 3.2 pak složení a hustota jednotlivých typů pokrytí. Pokud není napsáno jinak, jsou všechny prvky obsaženy s přírodní izotopickým složením. Nakonec je v tabulce 3.3 obohacení uranu pro jednotlivé kombinace paliva a pokrytí. To bylo vypočteno v [40] tak, aby palivo dosáhlo nulové reaktivity po 795,5 dnech vyhořívání v reaktoru VVER-1200.

Koncept paliva U9-Mo narozdíl od všech ostatních není homogenní. Skládá se z kulových shluků slitiny U9-Mo (hustota $16,8 \text{ g/cm}^3$), které jsou uloženy v matici ze slitiny $\text{Zr}_8\text{Fe}_8\text{Cu}$ (hustota $9,2 \text{ g/cm}^3$). Tato matrice navíc obsahuje póry, které je možné uvažovat jako vakuum. Podle [40] je palivo tvořeno slitinou U9-Mo z 52,7 %, maticí z 29,8 % a póry z 17,5 %. Slitina U9-Mo je složena z 10 hmotnostních procent molybdenem, zbytkem je obohacený uran [40]. Způsobem modelování paliva U9-Mo se zabývá článek [41]. Ukazuje se, že výpočty charakteristik s homogenně

namodelovaným palivem U9-Mo se zásadně neodlišují od modelů, které modelují trojrozměrnou geometrii tohoto paliva. Pro výpočty této práce bude tedy uvažován homogenní model paliva U9-Mo s vypočtenou hustotou 11,59 g/cm³.

Tabulka 3.1.: Složení, hustota, a efektivní teplota uvažovaných palivových pelet ATF. [40]

Typ paliva	Složení paliva	Hustota (g/cm ³)	Efektivní teplota (K)
UO ₂	stechiometrické	10,4215	1035,78
U ₃ Si ₂	stechiometrické	11,5290	830,55
UZr	90 hm.% U, 10 hm.% Zr	15,7500	687,07
U9-Mo	52,7 obj.% U9-Mo, 47,3 obj.% matrice*	11,5900	704,52
UN (přírodní)	stechiometrické	14,3200	780,96
UN (obohacení ¹⁵ N)	stechiometrické	14,3200	780,96

*matrice = 63 obj.% Zr₈Fe₈Cu (hustota 9,2 g/cm³) a 37 obj.% póry.

Tabulka 3.2.: Složení a hustota uvažovaných palivových pokrytí ATF. [40]

Typ pokrytí a hustota	Složení (hmotnostní zlomek %)										
	Zr	Nb	Hf	Mo	Cu	Ni	Fe	Cr			
E110 6,55 g/cm ³	98,75	1,10	0,05	0,005	0,005	0,02	0,05	0,02			
E110 + Cr povlak	složení i hustota jako E110, geometricky přidáno 20 μm Cr povlaku										
42HNM 8,25 g/cm ³	Ni	Cr	Mo	Fe	Al	Ti	C	Si	Mn	S	P
	55,25	42,00	1,00	0,60	0,40	0,25	0,03	0,25	0,20	0,01	0,01
FeCrAl 7,18 g/cm ³	Fe	Cr	Al	Mo	Si	Y					
	79,75	12,00	6,00	2,00	0,20	0,05					
SiC/SiC 2,7 g/cm ³	Si	C									
	70,04	29,96									

Tabulka 3.3.: Obohacení paliva (hmotnostní zlomek uranu ²³⁵U) v procentech jednotlivých kombinací palivo-pokrytí pro koncepty ATF. [40]

Obohacení paliva uranem ²³⁵ U (%)	E110	E110Cr	42HNM	FeCrAl	SiC/SiC
UO ₂	4,50	4,51	6,79	5,68	4,32
U ₃ Si ₂	3,92	3,92	5,89	4,93	3,74
UZr	3,21	3,22	4,79	4,03	3,06
U9-Mo	6,19	6,19	8,68	7,45	5,98
UN (přírodní)	4,41	4,42	6,05	5,25	4,22
UN (obohacení ¹⁵ N)	3,33	3,33	4,98	4,17	3,16

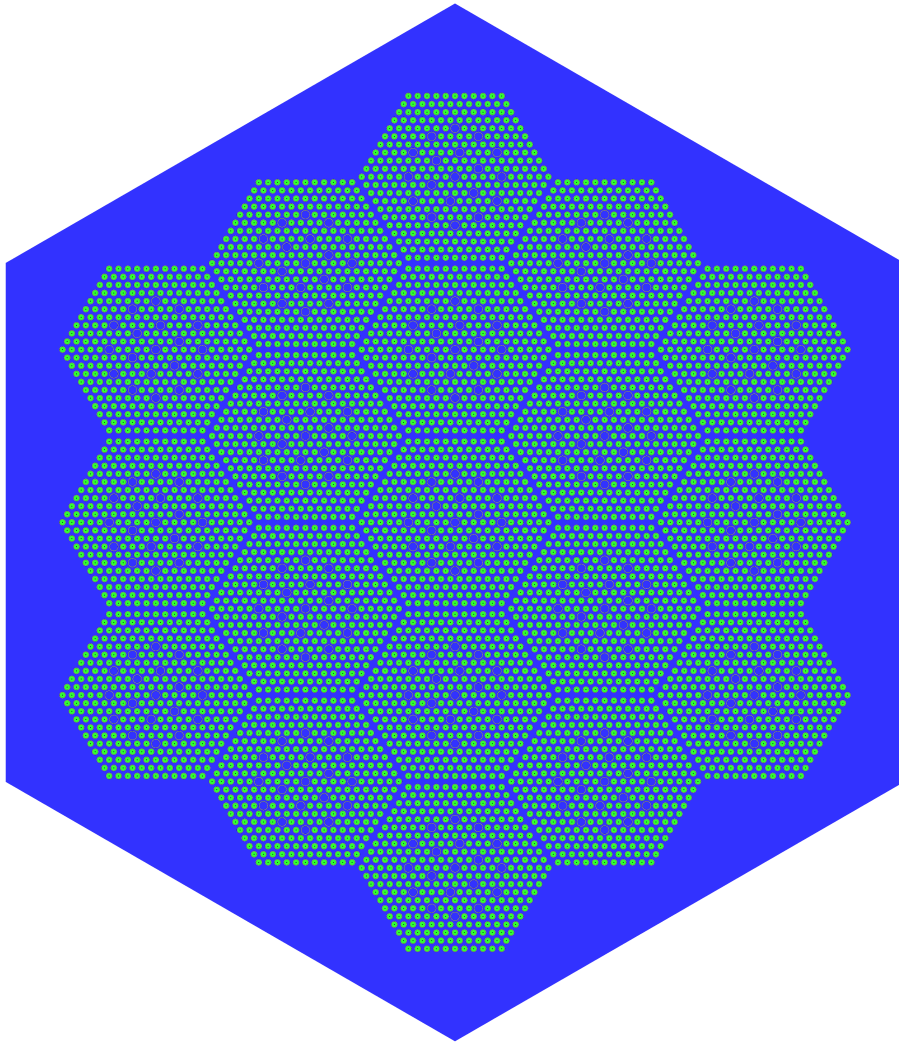
3.4. Geometrie palivových souborů ATF reaktoru VVER-1000

Při výpočtech budou pro koncepty ATF uvažovány palivové proutky, respektive jejich uspořádání do palivových souborů tlakovodního reaktoru VVER-1000. Základní parametry geometrie palivových proutků a souborů jsou shrnuty v tabulce 3.4. Centrální otvor palivových pelet a mezera mezi peletou a pokrytím bývá vyplněna inertním plynem, nejčastěji heliem. Při modelování paliva pro transportní výpočty jsou tyto mezery vyplněny vakuem, které má z hlediska transportu neutronů shodné vlastnosti. Pro palivové pokrytí E110Cr je navíc na povrch proutku nanesena vrstva chromu s tloušťkou 20 μm .

Tabulka 3.4.: Parametry palivových souborů reaktoru VVER-1000. [40]

Parametr	Hodnota
Centrální otvor pelety	0,060 cm
Poloměr pelety	0,380 cm
Vnitřní poloměr pokrytí	0,386 cm
Vnější poloměr pokrytí	0,455 cm
Rozteč proutků	1,275 cm
Rozteč palivových souborů	23,6 cm
Aktivní délka paliva	368 cm
Počet proutků v souboru	312
Počet vodících trubek	18 + 1 centrální
Vnitřní poloměr vodící trubky	0,545 cm
Vnější poloměr vodící trubky	0,630 cm

Při analýzách byly uvažovány dvě varianty výpočtů - nekonečná mříž palivových souborů vycházejících z geometrie VVER-1000 a konečná mříž tvořena 19 palivovými soubory. Jedná se o jeden centrální soubor, šest souborů v prvním prstenci a 12 souborů v druhém prstenci na periferii mříže. Tato mříž svou velikostí neodpovídá celé aktivní zóně reaktoru VVER-1000, ve kterém se nachází prstenců sedm. Každý další prstenec by však výpočty prodlužoval a navíc je z hlediska průměrných vlastností centrálních a periferních palivových souborů tato varianta dostatečně reprezentativní. Aktivní délka palivových souborů v konečné mříži je 368 cm. Okrajová podmínka je zjednodušena následujícím způsobem. Nad i pod soubory je vrstva lehké vody o tloušťce 20 cm, voda se nachází také kolem mříže v radiálním směru. Pokud se neutrony dostanou za hranice této geometrie, považují se za uniklé ze systému. Axiální řez modelovanou konečnou mříží je na obrázku 3.4. Všechny mříže jsou uvažovány v provozním stavu a proto teplota palivového pokrytí i lehké vody jakožto chladiva a moderátoru je nastavena na 580 K.



Obrázek 3.4.: Axiální řez modelované konečné mříže reaktoru VVER-1000. Vykresleno výpočetním kódem Serpent.

4. Školní reaktor VR-1 a jeho aktivní zóna

Cílem této práce je navrhnout experiment s materiály ATF ve školním reaktoru VR-1 takový, aby co nejdříve napodoboval podmínky v energetických tlakovodních reaktorech, kde by tato paliva měla být brzy nasazována. V reaktoru VR-1 sice není zdaleka možné dosahovat teplot a tlaků nebo hustoty výkonu jako v energetických reaktorech, cílem je však vytvořit podmínky podobné především z hlediska neutro-
niky. I to však může být problematické, vzhledem k odlišné geometrii a rozměrům reaktoru VR-1, jenž je popsán v této kapitole.

4.1. Popis a základní parametry reaktoru

Výstavba reaktoru VR-1 byla zahájena v roce 1985 a byla ukončena v létě 1989. Následovalo neaktivní a fyzikální spouštění a poprvé dosáhl reaktor kritického stavu 3. prosince 1990. Po zkušebním provozu byl reaktor uveden do trvalého provozu v lednu roku 1992. Od této doby je reaktor užíván pro výzkumnou a vzdělávací činnost studentů tuzemských i zahraničních univerzit, zaměstnanců provozovatelů jaderných elektráren a dalších institucí. Provozovatelem reaktoru VR-1 je veřejná vysoká škola České vysoké učení technické v Praze (ČVUT v Praze). [42]

Součástí reaktoru jsou dvě ocelové nádoby (bazény) označované H01 a H02. Ty jsou umístěny v osmistěnném tělese ze stínícího betonu. Nádoba H01 je reaktorová nádoba a kromě dalších obsahuje komponenty aktivní zóny. Druhá nádoba H02 je manipulační nádoba a je používána především při manipulacích, které jsou prováděny během výměny konfigurací aktivních zón. Jsou zde umístěny například chrániliště pro mokré skladování paliva. Obě nádoby mohou být vzájemně odděleny vodotěsným hradítkem. Kromě aktivní zóny jsou v nádobě reaktoru (H01) umístěny také nosné systémy aktivní zóny a její regulace, měřicí kanály, nebo měřicí a provozní potrubí. Nachází se zde také plošina usnadňující manipulace ve vypuštěné nádobě. [42]

Jelikož je reaktor používán za účelem výzkumných a výukových činností, je vybaven celou řadou experimentálního vybavení. Základním vybavením jsou horizontální a vertikální kanály. Vertikální slouží především k umístění různých detektorů nebo ozařovaných vzorků na různá místa v aktivní zóně a její periferii. Horizontální kanály pak slouží spíše pro vyvedení neutronového svazku mimo nádobu reaktoru. Reaktor může být vybaven také dalšími experimentálními zařízeními určenými pro studium

zpožděných neutronů, vlivu bublinkového varu („void effect“), dynamiky reaktoru (vertikální a rotační oscilátor), nebo měření teplotních efektů. Do aktivní zóny může být přivedena také potrubní pošta pro rychlé zavádění vzorků. [42]

Reaktor je naplněn lehkou demineralizovanou vodou, která slouží jako moderátor, chladivo a také biologické stínění. Jelikož je reaktor VR-1 otevřený, má voda pokojovou teplotu a atmosférický tlak. Vzhledem k nízkému tepelnému výkonu reaktoru (maximálně kolem 500 W_t) je dostačující chlazení její přirozenou konvekcí. V reaktoru je využíváno čtvercové trubkové palivo takzvaně „sandwichového“ typu IRT-4M, které je lépe popsáno v další podkapitole. Aktivní délka článku je asi 600 mm a průměr asi 70 mm [42]. Velikost aktivní zóny se liší v závislosti na jednotlivých konfiguracích. V případě kompaktních zón, jenž jsou tvořeny především palivem (4 × 4 palivové články ve čtvercové mříži) je aktivní zóna velká přibližně 300 × 300 × 600 mm.

Tabulka 4.1.: Přehled rozměrů, základních a neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru VR-1. Jednotlivé charakteristiky se mohou mírně lišit v závislosti na konkrétní konfiguraci aktivní zóny reaktoru. [42]

Nominální hodnota výkonu	1E8 imp./s
Maximální povolená hodnota výkonu	5E8 imp./s
Reaktorová nádoba:	nerezová ocel
Průměr	2300 mm
Výška	4720 mm
Tloušťka stěn	15 mm
Tloušťka dna	20 mm
Stínění reaktoru:	voda a těžký stínící beton
Horní (nad aktivní zónou)	vrstva vody (3000 mm)
Radiální (boční)	vrstva vody (850 mm) a betonu (950 mm)
Moderátor a chladivo	lehká voda
Teplota v reaktoru	pokojeová teplota
Tlak v reaktoru	atmosférický tlak
Palivo	palivové články IRT-4M
Absorpční tyče	UR-70 (kadmiový absorbátor)
Externí zdroj neutronů	AmBe zdroj (emisivita 1E7 n/s)
Provozní měření výkonu	4x štěpný detektor
Nezávislá výkonová ochrana	4x bórové korónové detektory
Maximální hustota toku tepelných neutronů	1,5E10 n/cm ² s
Střední hustota toku tepelných neutronů	4,3E9 n/cm ² s
Hustota toku rychlých neutronů	1,5E9 n/cm ² s
Střední doba života okamžitých neutronů	4,99E-5 s
Střední doba života zpožděných neutronů	9,82E-2 s
Efektivní podíl zpožděných neutronů	7,7E-3

Jako většina reaktorů „nulového“ výkonu se zanedbatelným vyhořením paliva potřebuje i reaktor VR-1 pro nastartování štěpné řetězové reakce vnější neutronový zdroj. Na reaktoru VR-1 je používán AmBe neutronový zdroj, který je umístěn pod nádobou reaktoru H01. Po dosažení dostatečné odezvy na detektorech řídicího systému může být neutronový zdroj odstraněn z aktivní zóny a reaktor pracovat bez něj. Kromě potřeby startování reaktoru je vnějšího zdroje využíváno také pro některé experimenty, například při kritickém experimentu pro vážení absorpčních tyčí. Absorpčních tyčí UR-70, prostřednictvím kterých je řízena štěpná řetězová reakce, je v reaktoru pět až sedm (tři bezpečnostní, dvě experimentální a dvě řídicí). Během provozu jsou bezpečnostní tyče vytaženy do horní koncové polohy, experimentální tyče umístěny pevně v předem určené poloze a řídicími tyčemi je možné pohybovat. Všechny tyče obsahují kadmiový absorbátor, jenž efektivně absorbuje především tepelné neutrony. V tabulce 4.1 jsou uvedeny některé rozměry a základní i neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru VR-1. [42]

4.2. Jaderné palivo reaktoru VR-1

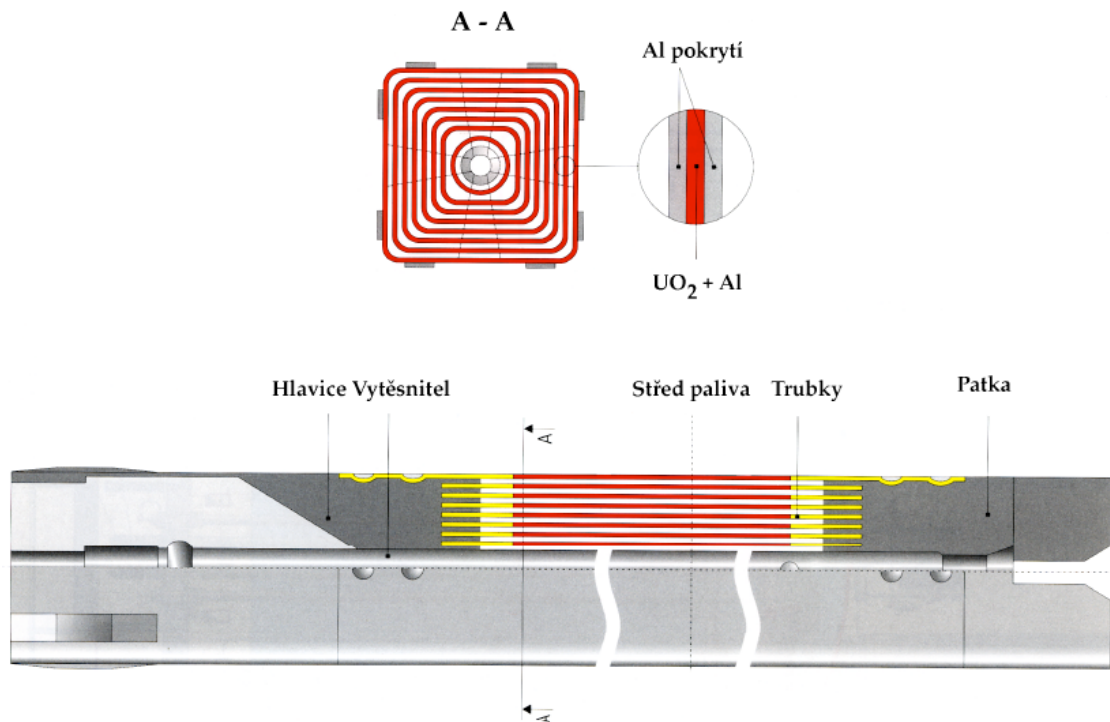
Kromě rozměrů školního reaktoru VR-1, kterými se podstatně odlišuje od energetických reaktorů, jsou v reaktorech používány také rozdílná paliva. V běžných tlakovodních reaktorech je palivo v podobě proutků uspořádaných do palivových souborů. Reaktor VR-1 však využívá palivové články IRT-4M. Jedná se o čtvercové trubkové palivo takzvaně „sandwichového“ typu. Každý článek se skládá z koncentrických čtvercových trubek se zaoblenými rohy, k dispozici je jeden čtyřtrubkový, deset šestitrubkových a deset osmitrubkových článků. Trubky jsou na svých koncích spojeny dolní a horní koncovkou. Dolní koncovka je uzpůsobena pro upevnění článku v roštu aktivní zóny, tvar horní koncovky slouží pro manipulaci s článkem. V případě osmitrubkového článku je prostřední trubka kruhová. Do centrálního otvoru čtyřtrubkových a šestitrubkových článků je možné vložit vertikální kanály, koncovku potrubní pošty, nebo absorpční část regulačních tyčí. [42]

Jednotlivé palivové trubky jsou složeny z palivové vrstvy s tloušťkou 0,7 mm a po obou stranách pokrytím o tloušťce 0,45 mm. Palivová vrstva je tvořena disperzí hliníku a oxidu uranu UO_2 , pokrytí je z hliníkové slitiny SAV-1. V mezerách mezi trubkami je médium, ve kterém se články nachází, v aktivní zóně VR-1 tedy demineralizovaná voda o atmosférickém tlaku a pokojové teplotě [42]. Tato geometrie paliva s tenkými palivovými vrstvami, mezi kterými se nachází tenké vrstvy vodního moderátoru, se z neutronického hlediska chová jako kvazihomogenní reaktor. [1]

Od začátku provozu reaktoru byly využívány palivové články IRT-2M a IRT-3M s obohacením 36 % ^{235}U . V roce 2005 však byla tato paliva nahrazena dnešními články IRT-4M s obohacením 19,7 % ^{235}U . Tato změna nastala v rámci celosvětového programu snižování obohacení paliva, aby i s výrobními nejistotami nepřesahovalo obohacení 20 %. V tabulce 4.2 jsou některé rozměry a parametry palivových článků IRT-4M, na obrázku 4.1 pak schéma jejich osmitrubkové varianty. [42]

Tabulka 4.2.: Základní rozměry a parametry palivových článků IRT-4M školního reaktoru VR-1. [42]

Počet trubek	4	6	8
Množství ^{235}U v článcích (g)	200,5 ±10,0	263,8 ±13,1	300,0 ±15,0
Celková hmotnost článku (kg)	4,1	5,2	6,0
Obohacení (%)	19,7 ±0,3		
Celková délka článku (mm)	882		
Aktivní délka článku (mm)	600		
Tloušťka trubky (mm)	1,6 ±0,1		
Hustota uranu (g/cm ³)	3		
Palivová vrstva: materiál	disperze UO ₂ a Al		
tloušťka (mm)	0,7		
Pokrytí trubky: materiál	slitina Al a Mg - SAV-1		
tloušťka (mm)	0,45		
Mezera mezi trubkami (mm)	min. 1,35		



Obrázek 4.1.: Schéma osmitrubkového palivového článku IRT-4M. [42]

5. Použité výpočetní kódy, metoda a parametry výpočtů

Než bude popsána provedená citlivostní a podobnostní analýza experimentů s ATF na reaktoru VR-1 a modelů energetických reaktorů s těmito palivy, jsou v této kapitole představeny použité výpočetní kódy, parametry jejich výpočtů a proces zpracování a transformace dat pro jejich sdílení mezi výpočetními kódy.

5.1. Výpočetní kód Serpent

Serpent je mnoha účelový trojrozměrný neutronový a fotonový stochastických transportní kód a je vyvíjen ve finském technologickém výzkumném centru VTT od roku 2004. Kód je celosvětově rozšířený a používá jej přes 100 výzkumných a vzdělávacích institucí. Od roku 2022 je dostupná verze 2.2.0 tohoto kódu. Nevýhodou všech stochastických výpočetních kódů jsou jejich nároky na výpočetní zařízení, samozřejmostí kódu Serpent je tak efektivní paralelizace výpočtů mezi více výpočetními jednotkami. [6]

Kód Serpent je používán především pro výpočty různých druhů reaktorových systémů. Díky možnosti modelování geometrie pomocí základních i dovozených kvadratických ploch na více úrovních je možné počítat různorodé trojrozměrné systémy bez nutnosti homogenizace. Kromě samotného výpočtu kritičnosti a dalších neutronově-fyzikálních charakteristik, je možné s kódem Serpent počítat také vyhořívání a izotopické složení vyhořelého paliva. Pro výpočet výkonu, hustoty toku neutronů a nebo reakčních rychlostí, je možné v modelu využívat jak reálné, tak virtuální detektory. Serpent umožňuje také výpočty dynamiky reaktoru s fyzikou zpožděných neutronů, nebo analýzu citlivostí a nejistot. V této práci je kód Serpent využit právě pro citlivostní analýzu reaktorových systému metodou IFP (popis metody viz kapitola 2.2). [6]

Mezi další využití kódu Serpent patří také generování grupových konstant, které mohou být dále využity v nodálních deterministických transportních výpočetních kódech. Serpent umožňuje také propojené (coupled) výpočty s dalšími výpočetními kódy, které jsou určeny především pro termohydraulické výpočty a pro termomechanické analýzy chování paliva. Jelikož Serpent počítá jak transport neutronů, tak transport fotonů a jejich kombinaci, je často využíván také za účelem radiační ochrany, nebo pro fúzní aplikace. Během vývoje byl Serpent verifikován a validován pro různé aplikace vůči jiným světově uznávaným kódům. Například pro validaci

stochastického transportu částic byl využit kód MCNP [43], se kterým bývá kód Serpent často srovnáván. [6]

5.2. Výpočetní kód SCALE

SCALE je modulární systém vícero výpočetních kódů a byl vyvinut pro analýzy určené k licenčnímu hodnocení jaderných zařízení, především pak jaderných reaktorů. Dnes jsou kódy z balíku SCALE používány pro návrh, design a bezpečnostní hodnocení jaderných zařízení. SCALE je vyvíjen již od roku 1980 v Národní laboratoři v Oak Ridge. Od té doby je stále vyvíjen, vylepšován a doplňován o další moduly, v současnosti je poskytován ve verzi 6.2.4. Ve světě je SCALE běžně používán jak vzdělávacími a výzkumnými institucemi, tak státním dozorem a komerčními institucemi. [2]

Balík SCALE obsahuje knihovny zhodnocených jaderných dat v grupové i spojitě podobě spolu s jejich nejistotami. Využití jednotlivých modulů balíku SCALE je široké, patří mezi ně výpočty kritičnosti a fyziky jaderných reaktorů, výpočty týkající se radioaktivního rozpadu, aktivační analýzy i radiačního stínění pro účely radiační ochrany. Prostřednictvím některých modulů z balíku SCALE je možné provádět také analýzu citlivostí a nejistot, nebo podobnostní analýzu. Jednotlivé moduly, neboli kódy, jsou jak deterministické, tak stochastické využívající Monte Carlo metodu. Pro uživatele je vytvořeno také několik druhů rozhraní (např. Fulcrum) pro tvorbu vstupních souborů a grafické zpracování výsledků výpočtů. V tabulce 5.1 je možné sledovat přehled většiny modulů z balíku SCALE spolu s jejich využitím. [2]

Tabulka 5.1.: Přehled a popis jednotlivých modulů (výpočetních kódů) z balíku SCALE. [2]

Oblast zájmu výpočtu	Názvy modulů
výpočty kritičnosti	CSAS5/CSAS6, STARBUCS
reaktorová fyzika	TRITON, Polaris
radiační stínění (radiační ochrana)	MAVRIC
aktivování, vyhořívání a radioaktivní rozpad	ORIGEN, ORIGAMI
analýza citlivostí a nejistot	TSUNAMI, Sampler
zpracování materiálů a účinných průřezů	XSProc, MCDancoff
stochastický Monte Carlo transport	KENO V.a/KENO-VI, Monaco
deterministický transport	XSDRNPM, NEWT, Denovo

V této práci je používán především modul TSUNAMI-IP, který na základě výpočetních citlivostních dat počítá podobnosti reaktorových systémů, konkrétně podobnostní koeficienty (integrální indexy) c_k a E . Výstup citlivostních výpočtů kódem Serpent však není kompatibilní s formátem citlivostních dat SDF¹ vstupujících do analýzy kódem TSUNAMI-IP. Výsledky citlivostní analýzy kódem Serpent proto musí být transformovány do požadovaného formátu. [2]

¹Sensitivity Data File, Formát souboru citlivostních dat pro SCALE

5.3. Parametry stochastických citlivostních výpočtů

Citlivostní data jsou v této práci počítána stochastickým neutronovým transportním výpočetním kódem Serpent s využitím metody IFP, která je blíže popsána v kapitole 2.2. Pro každý stochastický transportní výpočet je nutné nastavit tři důležité parametry - počet aktivních a neaktivních generací neutronů a počet simulovaných neutronů (historií) na jednu generaci. Pro citlivostní výpočet metodou IFP je dále nutné nastavit také počet latentních generací, tedy počet generací neutronů mezi původním neutronem a asymptotickou generací, jejíž velikost je úměrná důležitosti původního neutronu.

Čím jsou parametry výpočtu vyšší a tedy statistika podrobnější, tím trvá výpočet delší dobu, zároveň se však výpočet ze statistického úhlu pohledu neustále zpřesňuje. Uživatel tedy musí najít kompromis mezi těmito dvěma hledisky. Navíc, pro citlivostní výpočty je velice důležité, aby štěpný neutronový zdroj konvergoval již během neaktivních generací, v opačném případě by mohly být výsledky zavádějící. Pro kvantifikaci toho, zdali jsou parametry výpočtu dostatečné, je možné využít teorie konvergence štěpného neutronového zdroje pomocí sledování shannonovské entropie a statistických testů s ní souvisejících. Tímto se autor podrobněji zabýval ve výzkumném úkolu [1].

Pro transportní výpočty reaktoru VR-1 se ukázalo, že pro splnění všech statistických testů průběhu shannonovské entropie neutronových generací je nutné počítat alespoň 100 aktivních generací, 50 neaktivních generací a $1E5$ historií na jednu generaci. Tyto parametry jsou voleny jako minimální i pro výpočty citlivostí v této práci. Pro ještě lepší statistiku byl pro některé výpočty volen až o řád vyšší celkový počet historií zvýšením všech uvažovaných parametrů, nicméně s tím narůstá výpočetní čas i nároky na paměť výpočetního zařízení. Je uvažováno, že pokud jsou tyto parametry dostatečné pro citlivostní výpočet reaktoru VR-1, který má poměrně složitou geometrii, mohou být použity také pro citlivostní analýzu modelů představujících energetické reaktory. Modely energetických reaktorů jsou rozsáhlejší, ale jejich geometrie je podstatně jednodušší.

Počet latentních generací byl zvolen podle doporučení z různých zdrojů [2, 6, 24] spolu s uvážením možností paměti výpočetních zařízení. Jak již bylo napsáno, potřebná alokovaná paměť výpočtu je totiž přímo úměrná počtu latentních generací. Nakonec bylo pro všechny citlivostní výpočty voleno pět latentních generací.

Pro transportní výpočty citlivostí, podobnostní výpočty i výpočty energetických neutronových spekter je používána knihovna zhodnocených ENDF/B-VII.1. V obou výpočetních kódech jsou uvažovaná data v 252 grupové struktuře, která odpovídá definicím grup v kódu SCALE.

5.4. Transformace citlivostních dat do formátu SDF

Formát citlivostních dat produkovaný kódem Serpent není kompatibilní s kódem TSUNAMI-IP, který požaduje citlivostní data ve formátu SDF, a data tak musí být transformována. Citlivostní výpočty by sice mohly být prováděny modulem TSUNAMI-3D s využitím stochastického transportního modulu KENO z balíku SCALE, který produkuje citlivostní data přímo ve formátu SDF, nicméně tento způsob neumožňuje výpočet na více jádrech výpočetního zařízení a výpočty by tak byly až příliš zdlouhavé. Pro transformaci formátu citlivostních dat byl vytvořen skript v programovacím jazyce C++.

Kód Serpent vypisuje citlivostní data do souboru `*sens0.m`. Z tohoto souboru skript načítá celkový počet citlivostních dat a pro jaké nuklidy a reakce na nich jsou počítány. Dále je nutné načíst hranice energetických grup, ve kterých jsou citlivosti počítány, a samotná citlivostní data. Ta jsou v souboru zapsána na jednom řádku ve sloupcích. Počet sloupců je násobkem počtu materiálů, ve kterých jsou citlivostní koeficienty počítány zvlášť, počtu uvažovaných nuklidů a reakcí na nich a počtu energetických grup. Stejně jsou uloženy také statistické nejistoty vypočtených citlivostních dat. Kód Serpent automaticky ukládá citlivostní koeficienty pro všechny uvažované kombinace reakcí a nuklidů bez ohledu na to, zda jsou v simulaci detekovány nebo zda jsou fyzikálně možné. Díky tomu je mezi výstupy mnoho nul a výstupní soubor je velmi rozsáhlý. Pro další účely je skriptem načtena ještě hodnota efektivního koeficientu násobení a jeho statistické nejistoty z výstupního souboru kódu Serpent `*res.m`.

Jakmile jsou citlivostní data, jejich popis a energetická struktura uloženy do paměti, je nutné vytvořit soubor citlivostních dat ve formátu SDF. Protože balík SCALE obsahuje jak deterministické tak stochastické kódy pro výpočty citlivostí, existují dva druhy souborů SDF. Pro výstupy stochastických citlivostních kódů je určen druhý typ, označovaný jako TSUNAMI-B. Kromě samotných citlivostí obsahuje tento soubor také jejich statistické nejistoty vycházející z podstaty výpočtu. [2]

Jednotlivé kódy z balíku SCALE jsou napsány v programovacím jazyce Fortran. Z tohoto důvodu jsou soubory, se kterými kódy pracují (jako například soubory SDF), definovány tak, aby byly tímto jazykem dobře čitelné. Vše v souboru má přesně definované místo a pozici, stejně tak mají čísla předem přesně definovaný formát. Soubor SDF obsahuje hlavičku s názvem výpočtu, počtem energetických neutronových grup, počtem vypočtených citlivostních profilů, koeficientem násobení a jeho statistickou nejistotou. Následuje definice krajních hodnot energetických grup a dále již samotná citlivostní data. Před každým záznamem konkrétních citlivostních spekter je nutné uvést hlavičku s názvem a identifikačním číslem izotopu a reakce na něm, o které se jedná. Pokud se navíc nejedná o celosystémově integrovaná data, ale pouze o data v konkrétních materiálech, je to možné v hlavičce uvést také. Všechny hodnoty citlivostních koeficientů a energetických grup jsou zapisovány na řádcích, kde v každém řádku je zapsáno pět hodnot ve vědeckém formátu zápisu s šesti desetinnými místy a dvěma místy pro hodnotu exponentu (například $1.123456E-01$). [2]

V souborech ve formátu SDF pro výpočetní kód TSUNAMI-IP jsou pouze nulu-
lová skutečně spočtená citlivostní data. Formát SDF je tedy výrazně ekonomičtější
z úhlu pohledu své velikosti. Například při citlivostní analýze nekonečné palivové
mříže reaktoru VVER-1000 je velikost citlivostního výstupního souboru z kódu Ser-
pent 7,6 MB, při transformování těchto dat do formátu SDF a vyloučení nulových
citlivostních spekter je velikost jen 0,9 MB.

5.5. Ověření funkčnosti metody citlivostních a podobnostních výpočtů

Před provedením citlivostních výpočtů kódem Serpent a podobnostní analýzy kó-
dem TSUNAMI-IP z balíku SCALE je vhodné provést ověření, zdali jsou výpočty
a transformace citlivostních dat prováděny správně. Za tímto účelem byl využit
model nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 s palivem $\text{UO}_2 + \text{E110}$. Mate-
riálové složení i geometrický popis mříže je v kapitole 3. Navrženy byly dvě varianty
mříže, jedna s lehkou vodou bez bóru ^{10}B a druhá s jeho kritickou koncentrací.

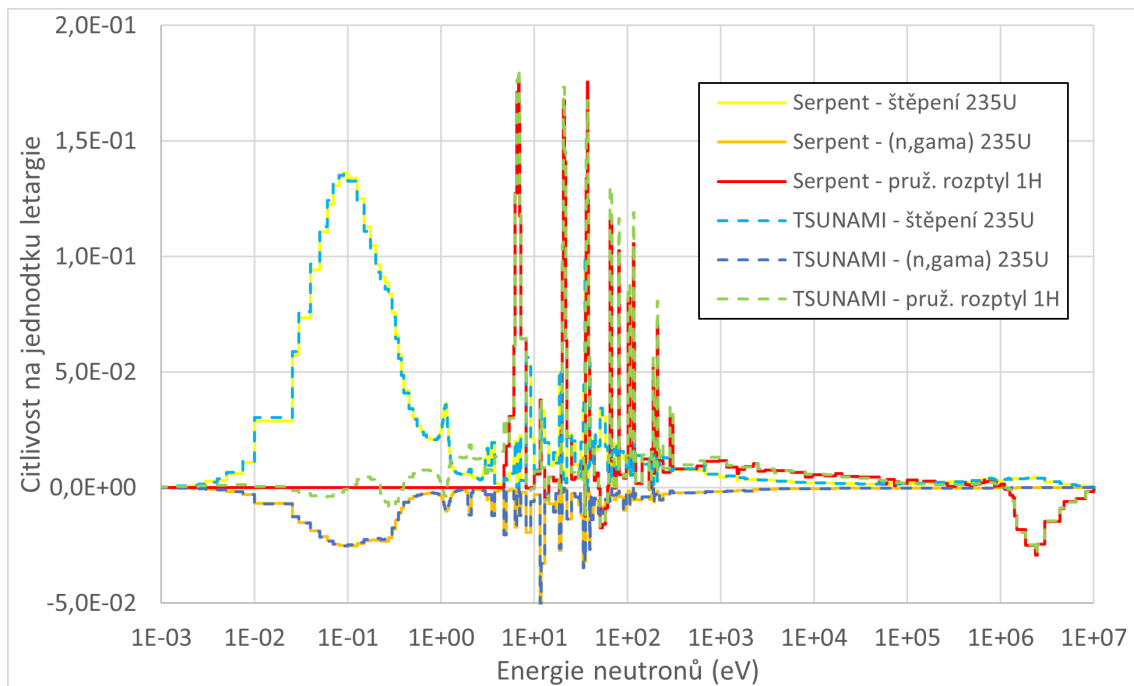
Citlivostní analýza těchto mříží byla provedena deterministickým kódem TSUNAMI-
2D z balíku SCALE, který přímo produkuje citlivostní data ve formátu SDF, a sto-
chastickým kódem Serpent s již popsány parametry výpočtu. Pro oba druhy výpo-
čtu je volena knihovna zhodnocených jaderných dat ENDF/B-VII.1. Při citlivostní
analýze kód TSUNAMI-2D využívá pro přímý a sdružený transportní výpočet de-
terministický kód NEWT.

Citlivostní data z kódu Serpent byla transformována do formátu SDF pomocí při-
praveného skriptu. Porovnáním citlivostních dat z obou způsobů výpočtu je možné
ověřit správnost výpočtu kódem Serpent i transformace jeho citlivostních dat do
požadovaného formátu. Porovnání je provedeno podobnostní analýzou (výpočtem
vzájemným podobnostních koeficientů c_k a E) a také porovnáním samotných citli-
vostních spekter v grafu.

V tabulce 5.2 jsou uvedeny koeficienty násobení jednotlivých způsobů výpočtu.
V případě varianty s kritickou koncentrací bóru ^{10}B se jednotlivé způsoby výpočtu
reaktivity liší o 266 pcm, odchylka v případě čisté vody bez bóru je 424 pcm. Smě-
rodatná odchylka stochastického výpočtu reaktivity je menší než 4 pcm. Z podstaty
deterministického transportního výpočtu kódem NEWT není možné směrodatnou
odchylku prezentovat. Rozdíly ve vypočtených koeficientech násobení nejsou zane-
dbatelné. Pro citlivostní výpočty, kde se počítají relativní změny tohoto parametru,
to však nemusí představovat problém. Navíc, samotná nejistota výpočtu koefici-
entu násobení způsobená neurčitostí zhodnocených jaderných dat se pohybuje kolem
600 pcm.

Skutečnost, že jsou výpočty velice podobné z hlediska vypočtených citlivostních
spekter, je možné sledovat v tabulce 5.3, kde jsou vzájemné podobnostní koefici-

enty c_k a E mezi jednotlivými přístupy výpočtu. Podobnost citlivostních spekter štěpení a radiačního záchyty na ^{235}U a pružného rozptylu na ^1H pro případ s kritickou koncentrací bóru ^{10}B je vidět také v grafu 5.1. Citlivostní spektra se dostatečně dobře překrývají s výjimkou pružného rozptylu na vodíku ^1H . Citlivostní koeficienty této reakce vypočtené kódem Serpent jsou nulové pro energie nižší než několik jednotek elektronvoltů. Deterministický kód TSUNAMI-2D však v této oblasti počítá nenulové citlivostní spektrum oscilující kolem nuly. Vzhledem k nepříliš velkým odchylkám počítaných parametrů a podobným průběhům vypočtených citlivostních spekter, které jsou potvrzeny také vzájemnými podobnostními koeficienty velice blízkými maximální hodnotě 1, je možné považovat ověření metody výpočtu a práce s citlivostními daty jako úspěšné.



Obrázek 5.1.: Porovnání citlivostních spekter reakcí štěpení a radiačního záchyty na ^{235}U a pružného rozptylu na ^1H nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 s kritickou koncentrací bóru ^{10}B mezi stochastickým kódem Serpent a TSUNAMI-2D

Tabulka 5.2.: Porovnání vypočteného koeficientu násobení nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 s a bez kritické koncentrace bóru ^{10}B kódy Serpent a NEWT.

	Koeficient násobení	Směrodatná odchylka
Serpent bez ^{10}B	1,3901	3,2E-5
NEWT bez ^{10}B	1,3842	-
Serpent s ^{10}B	0,99996	3,8E-5
NEWT s ^{10}B	0,99730	-

Tabulka 5.3.: Podobnostní koeficienty c_k a E mezi citlivostními daty vypočtenými kódy Serpent a TSUNAMI-2D pro nekonečné palivové mříže reaktoru VVER-1000 s a bez kritické koncentrace bóru ^{10}B . Podobnostní koeficienty jsou počítány kódem TSUNAMI-IP.

	Nekonečná mříž bez ^{10}B	Nekonečná mříž s ^{10}B
Podobnostní koeficient c_k	$0,9989 \pm 0,0004$	$0,9990 \pm 0,0008$
Podobnostní koeficient E	$0,9993 \pm 0,0003$	$0,9992 \pm 0,0004$

6. Citlivostní a podobnostní analýza palivových mříží ATF v reaktoru VVER-1000

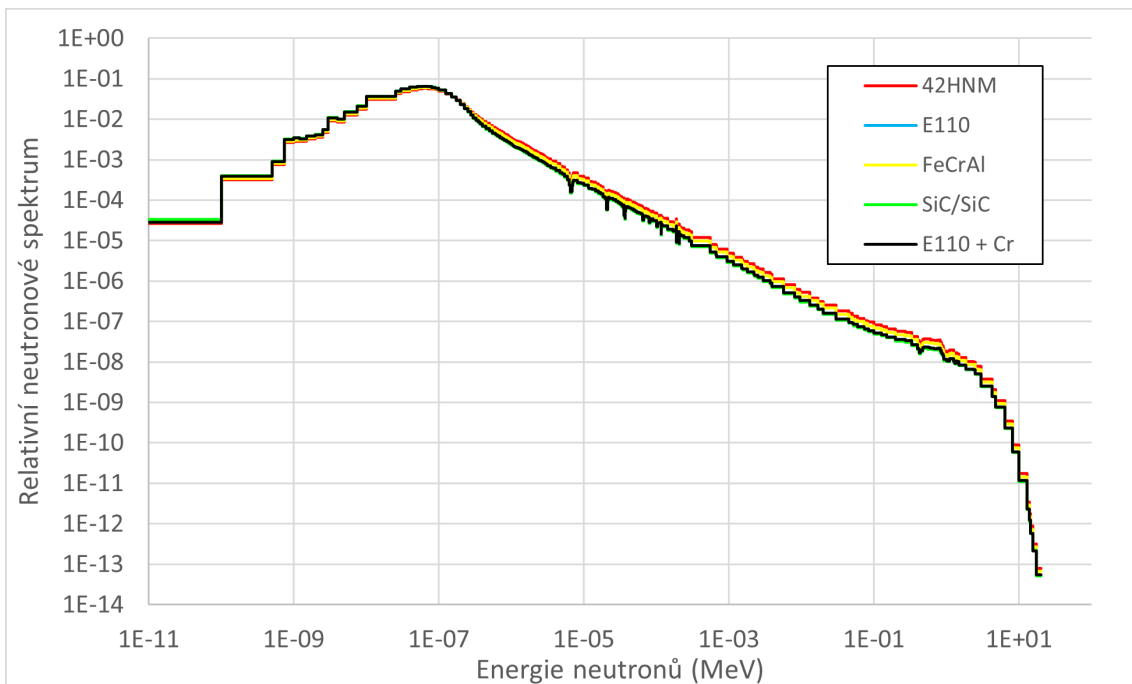
V kapitole 3 této práce bylo představeno a popsáno složení několika konceptů ATF, konkrétně pěti druhů pokrytí a šesti druhů palivových částí. Jejich kombinací vzniká 30 konceptů proutků ATF, které budou použity pro prvotní citlivostní analýzy a vzájemné podobnostní výpočty nekonečných palivových mříží geometricky odpovídající reaktoru VVER-1000. Na základě těchto výpočtů a praktických uvážení bude vybrán užší soubor konceptů ATF pro další výpočty. Zároveň mohou být citlivostní spektra mříží využity jakožto benchmarkové úlohy pro následující podobnostní výpočty s navrhovanými experimenty s ATF v reaktoru VR-1.

6.1. Citlivostní a podobnostní analýza nekonečných mříží ATF

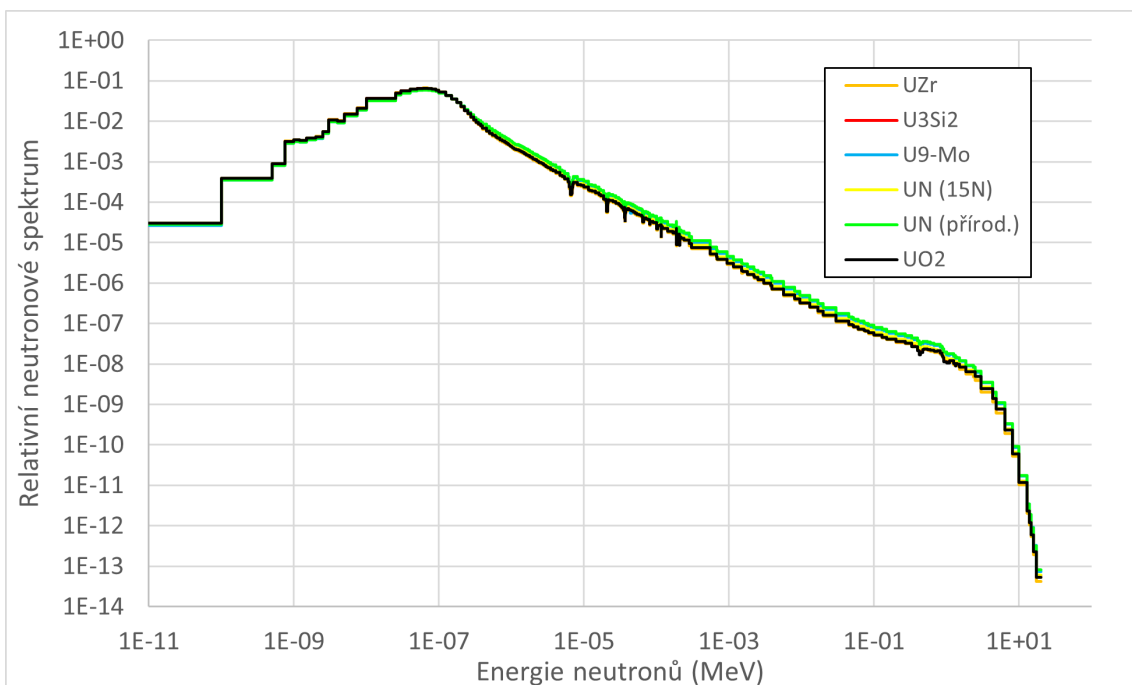
Pro každou kombinaci konceptů pokrytí a paliva ATF v nekonečné palivové mříži byly počítány dva případy, jeden s čistou vodou a druhý s kritickou koncentrací kyseliny borité H_3BO_3 , respektive bóru ^{10}B . Kritický stav byl počítán kódem Serpent iterační metodou, kdy byl iterován atomový zlomek čistého bóru ^{10}B v moderátoru lehké vodě. Vypočtené kritické atomové zlomky bóru ^{10}B a přepočtené kritické koncentrace kyseliny borité H_3BO_3 v lehké vodě jsou v tabulce A.1 v příloze A této práce.

Celkem tedy bylo provedeno 60 citlivostních výpočtů nekonečných palivových mříží spolu s výpočtem jejich neutronových spekter. Následně byla provedena podobnostní analýza všech těchto mříží. Co se týče energetických neutronových spekter mříží, je možné sledovat vysokou podobnost. V grafech 6.1, respektive 6.2, jsou porovnávána neutronová spektra mříží bez bóru s různým pokrytím a palivem v podobě UO_2 , respektive s různým palivem a pokrytím ze slitiny E110. Je možné vidět, že se spektra liší jen minimálně, v případě variace pokrytí jsou nejvyšší odchylky mezi slitinami 42HNM a E110 s chromovým povlakem, pro variace paliva se nejvíce liší podoba UO_2 od UN s přírodním složením dusíku. Vysokou podobnost potvrzují také spektrální podobnostní koeficienty P_{spect} . Nejnižší vypočtená hodnota P_{spect} mezi všemi mřížemi navzájem (včetně variant s a bez bóru ^{10}B) je 0,9655. V grafech jsou sice porovnávána pokrytí jen s referenčním palivem UO_2 , respektive paliva jen s referenčním pokrytím E110, ale jak ukazují výpočty, pro ostatní kombinace zůstávají

tendence v grafech stejné. V grafech nejsou porovnána spektra mříží z hlediska obsahu kritické koncentrace kyseliny borité. Rozdíly jsou patrné jen velice málo, podle očekávání je však v mřížích s bórem lehce tvrdší spektrum, než v mřížích bez bóru.



Obrázek 6.1.: Porovnání energetických neutronových spekter nekonečných mříží VVER-1000 bez bóru s různými koncepty pokrytí ATF a palivem v podobě UO_2 .



Obrázek 6.2.: Porovnání energetických neutronových spekter nekonečných mříží VVER-1000 bez bóru s různými koncepty paliva ATF a pokrytím ze slitiny E110.

Prostřednictvím vypočtených citlivostních dat byly pro všechny mříže vypočteny také vzájemné podobnostní koeficienty c_k a E . Prezentování všech vypočtených hodnot zde není pro jejich kvantitu možné. Na velikostech vzájemných podobnostních koeficientů všech mříží se mohou podílet tři faktory, různá palivová část a pokrytí palivových proutků, nebo přítomnost kritické koncentrace kyseliny borité.

Co se týče hodnot podobnostních koeficientů c_k , skrze spektrum všech kombinací paliv a jejich pokrytí je možné sledovat, že pro paliva s pokrytím FeCrAl a 42HNM jsou celkově počítány nižší podobnosti, než například pro paliva s pokrytím E110. Tato skutečnost je vidět při porovnání hodnot v tabulkách B.1, B.2 a B.3 v příloze B, kde jsou vypočtené podobnostní koeficienty c_k nekonečných mříží palivových proutků s pokrytím FeCrAl, 42HNM a E110 vůči nekonečným mřížím všech ostatních kombinací paliv a jejich pokrytí. V tomto případě se jedná o variantu mříží bez bóru. Stejně výpočty s kritickou koncentrací bóru jsou prezentovány v tabulkách B.4, B.5 a B.6 v příloze B. Celkově nejnižší hodnota 0,6615 podobnostního koeficientu c_k je vypočtena mezi nekonečnými mřížemi bez bóru s palivy UO_2+42HNM a $\text{UZr}+\text{FeCrAl}$. Pro palivové části konceptů ATF není možné pozorovat tak výrazné tendence nižších podobností s ostatními druhy paliv, jako v případě pokrytí FeCrAl a 42HNM. I přesto je možné sledovat, že pelety z UN s i bez obohacení ^{15}N dosahují celkově vyšších podobností s ostatními kombinacemi paliv a pokrytí. Naopak koncepty s palivem UO_2 a UZr mají odlišné charakteristiky než ostatní kombinace, a tedy hodnoty c_k jsou nižší.

Při zkoumání hodnot podobnostního koeficientu c_k , který sleduje míru společné nejistoty koeficientu násobení vlivem neurčitostí zhodnocených jaderných dat, je vhodné prezentovat samotné nejistoty koeficientu násobení. Pro všechny vypočtené mříže se nejistota koeficientu násobení pohybuje v rozmezí od 5,34E-03 (U9-Mo++SiC/SiC bez bóru) do 7,42E-03 (UN(^{15}N)+FeCrAl s bórem). Při přepočtu na reaktivitu je to v rozmezí od 378 pcm do 742 pcm. Celkově je možné říci, že nejistota koeficientu násobení vlivem neurčitostí zhodnocených jaderných dat je vyšší pro koncepty s pokrytím FeCrAl, nebo s palivovými peletami z UN.

Důvod, proč se paliva s pokrytími FeCrAl a 42HNM z hlediska nejistoty koeficientu násobení nejvíce odlišují, je následující. V případě slitiny FeCrAl je nejvyšším přispěvatelem k celkové nejistotě koeficientu násobení reakce radiačního záchyty na železe ^{56}Fe , ke které v jiných slitinách dochází mnohem méně, nebo vůbec. Druhý a pátý nejvyšší přispěvatelé k nejistotě koeficientu násobení mříže s pokrytím 42HNM jsou reakce radiačního záchyty na nuklidech niobu ^{58}Nb a ^{62}Nb , což jsou nuklidy v jiných pokrytích téměř nepřítomné.

Zajímavostí také je, jakým způsobem přispívá k podobnostem c_k kyselina boritá. Intuitivní by bylo, kdyby si dvě mříže byly podobnější v případě, že by obě obsahovaly, respektive neobsahovaly, kyselinu boritou. V datech jsou však pro téměř všechny případy vyšší podobnosti vypočteny, když obě mříže obsahují bór, nejnižší, když ho obě neobsahují, a hodnoty podobností mezi těmito krajními hodnotami je dosaženo, jestliže ji jedna mříž obsahuje a druhá ne. Pravděpodobně hraje roli to, že při absenci bóru závisí spektrum především na vlastnostech paliva, které mohou

být rozdílné, naopak při použití bóru je v mříži spektrum více závislé na samotném bóru a rozdíly v palivech jsou tak menší.

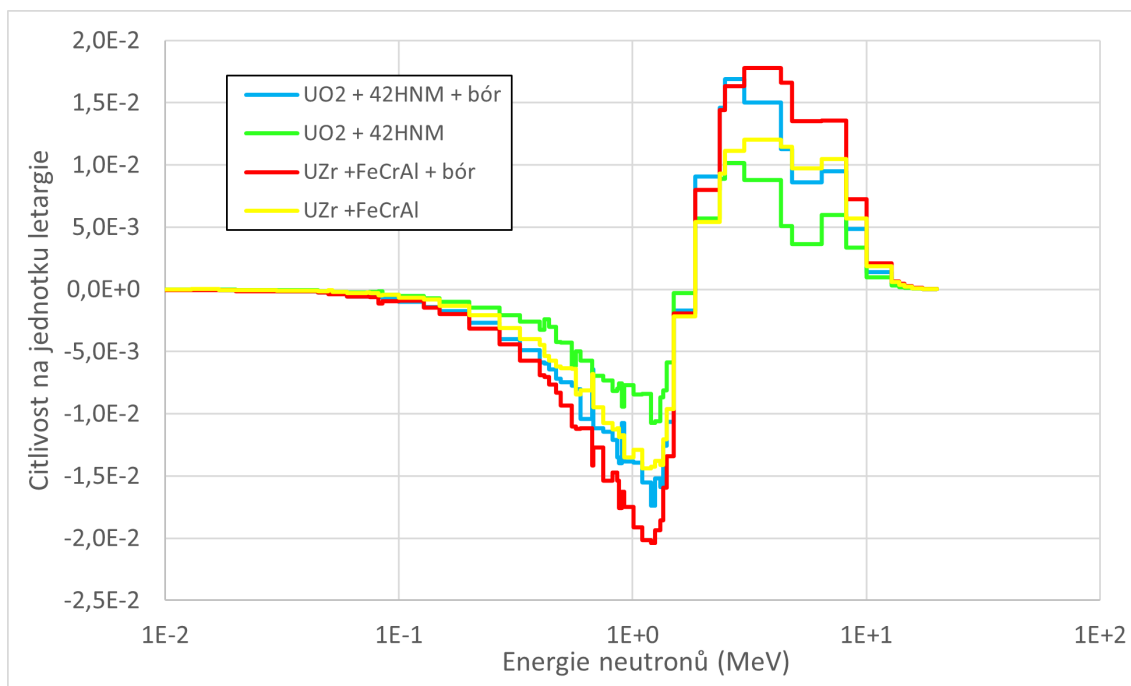
Pro porozumění chování bóru je dále možné nahlédnout do výstupních souborů podobnostní analýzy a podívat se, které reakce se nejvíce podílejí na společné nejistotě, tedy velikosti podobnostního koeficientu c_k pro jednotlivé případy mříží. Nejvýznamnějšími přispěvateli ke společné nejistotě koeficientu násobení jsou data středního počtu neutronů ze štěpení $\bar{\nu}$ a energetické spektrum neutronů ze štěpení χ uranu ^{235}U , dále mikroskopické účinné průřezy reakcí štěpení na uranu ^{235}U a radiačního záchyty nebo nepružného rozptylu na uranu ^{238}U . Jejich příspěvky jsou shrnuty v tabulce 6.1 pro mříže s nejmenší vzájemnou podobností c_k UO_2+42HNM a $\text{UZr}+\text{FeCrAl}$. K výše popsanému paradoxnímu chování nejvíce přispívá energetické spektrum neutronů ze štěpení uranu ^{235}U . Citlivostní spektra této reakce pro všechny čtyři uvažované varianty mříží jsou v grafu na obrázku 6.3.

Tabulka 6.1.: Tabulka nejvýznamnějších přispěvatelů k celkovému podobnostnímu koeficientu c_k mezi nekonečnými mřížemi reaktoru VVER-1000 s použitím konceptů ATF - varianta $\text{UZr}+\text{FeCrAl}$ a varianta UO_2+42HNM . Porovnání mříží z hlediska obsahu kritické koncentrace kyseliny borité.

Bór v mříži $\text{UZr}+\text{FeCrAl}$	ne	ano	ne	ano
Bór v mříži UO_2+42HNM	ne	ne	ano	ano
celkový koeficient c_k	0,6615	0,6971	0,7106	0,7864
příspěvek $^{235}\text{U} - \bar{\nu}$	0,2673	0,2678	0,2616	0,2621
příspěvek ^{238}U (n,gama)	0,1473	0,1384	0,1358	0,1280
příspěvek $^{235}\text{U} - \chi$	0,0567	0,0796	0,0991	0,1392
příspěvek ^{238}U (n,n')	0,0299	0,0478	0,0537	0,0857
příspěvek ^{235}U štěpení	0,0230	0,0310	0,0321	0,0433

Jak je z grafu na obrázku 6.3 patrné, citlivostní spektra mají pro všechny zmíněné mříže velice podobný charakter, liší se především svou absolutní velikostí. Jelikož dosahují spektra nejvyšších hodnot pro mříže s kritickou koncentrací bóru ^{10}B , je i jejich vzájemný příspěvek ke koeficientu c_k vyšší než při kombinacích s mřížemi bez bóru. Jelikož je tato reakce důležitá vzhledem k nejistotám, které nesou data energetického neutronového spektra ze štěpení χ , výrazně se tyto citlivosti podílí na celkové hodnotě c_k .

Hodnoty podobnostních koeficientů E jsou celkově vyšší než v případě c_k . Nejnížší hodnoty 0,8845 je dosaženo pro mříže tvořené palivy $\text{UZr}+\text{SiC}/\text{SiC}$ bez bóru a $\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$ s bórem. Na rozdíl od koeficientu c_k , na velikosti hodnoty koeficientu E se projevuje převážně obsah kyseliny borité, samotné materiály palivové části a pokrytí takový vliv nemají. Pro koeficient E platí, že podobnost mezi mřížemi je vyšší, pokud obě mříže obsahují, respektive neobsahují, kyselinu boritou. Při výpočtu koeficientu E totiž nejsou brány v potaz neurčitosti zhodnocených jaderných dat a podobnost je vyhodnocena čistě na základě citlivostních spekter, které sledují neutronově fyzikální chování systému.



Obrázek 6.3.: Porovnání citlivostních spekter energetického neutronového spektra ze štěpení χ uranu ^{235}U nekonečných palivových mříží s použitím konceptů ATF - UO_2+42HNM a $\text{UZr}+\text{FeCrAl}$. Obě varianty s i bez kritické koncentrace kyseliny borité.

Pro další výpočty a analýzy není nutné uvažovat všech 30 kombinací konceptů paliva a jeho pokrytí a je proto proveden užší výběr. Jako referenční palivo bylo vybráno UO_2 s klasickým pokrytím E110. Palivo ve formě UO_2 bude uvažováno také s pokrytím E110 s chromovým povlakem, protože se jedná o nejjednodušší modifikaci současných paliv. Jelikož jsou pro pokrytí FeCrAl a 42HNM sledovány nižší podobnosti s ostatními materiály, budou dále uvažovány také kombinace $\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$ a UO_2+42HNM . V současnosti je vyvíjena kombinace U9-Mo+42HNM, proto bude také zařazena do dalších analýz. Posledním vybraným konceptem ATF je $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$, který je dlouhodobě vyvíjen pod názvem SiGA.

6.2. Citlivostní a podobnostní analýza konečných mříží ATF

Při optimalizaci experimentu s ATF v reaktoru VR-1 by mohlo být zpochybnitelné využití nekonečných palivových mříží ATF jakožto benchmarků pro podobnostní analýzu. Geometrie nekonečných mříží má totiž nulový únik neutronů a to jak ve vertikálním, tak i horizontálním směru. Toto může dobře reprezentovat centrální části palivových souborů na středních pozicích reaktoru, ale nikterak palivové soubory po celé jejich délce a už vůbec ne palivové soubory na periferii. Proto byla navržena geometrie konečné palivové mříže s celkem 19 palivovými soubory blíže popsána v podkapitole 3.4.

Přehled variant ATF vybraných pro další analýzu (viz závěry předchozí kapitoly) je uveden v tabulce 6.2. V tabulce jsou zároveň hodnoty vypočtených kritických koncentrací kyseliny borité. Citlivostní výpočty byly provedeny pro konečné mříže s i bez kritické koncentrace kyseliny borité. Při citlivostní analýze však nebyla sledována konečná mříž jakožto celek. Zvlášť byla citlivostní spektra počítána pro jeden centrální palivový soubor a zvlášť pro 12 palivových souborů na periférii mříže, respektive pro všechny materiály v periferních pozicích, citlivostní koeficienty tak charakterizují průměrný soubor na periférii aktivní zóny. Kromě citlivostních koeficientů byla v konečné mříži počítána také neutronová spektra. Ta byla počítána pro celou aktivní zónu, nikoliv zvlášť pro centrální a periferní palivové soubory.

Tabulka 6.2.: Tabulka kritických koncentrací kyseliny borité H_3BO_3 , respektive atomových zlomků bóru ^{10}B , konečných palivových mříží s vybranými koncepty ATF reaktoru VVER-1000.

Koncept ATF	Atomový zlomek ^{10}B	Koncentrace H_3BO_3 ve vodě H_2O (ppm)
$\text{UO}_2+\text{E110}$	3,68E-04	1106
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	3,63E-04	1090
UO_2+42HNM	3,97E-04	1196
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	3,70E-04	1112
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	3,40E-04	1022
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	5,43E-04	1637

Pro palivo $\text{UO}_2+\text{E110}$ jsou v grafu na obrázku 6.4 porovnávána neutronová spektra mezi nekonečnou a konečnou geometrií mříže. Podle očekávání je v konečné geometrii díky vrstvám vody okolo mříže lehce měkčí spektrum, rozdíl však není velký. Hodnoty spektrálních podobnostních koeficientů P_{spect} jsou mezi konečnou a nekonečnou mříží pro uvažovaný výběr konceptů ATF minimálně 0,97.

Prostřednictvím výsledků citlivostní analýzy těchto mřížích bylo možné přistoupit k podobnostní analýze. V tomto případě již však nebylo sledováno, jak jsou si podobné jednotlivé vybrané koncepty ATF navzájem, jako v případě nekonečných mříží v předchozí kapitole. V rámci podobnostní analýzy byla posuzována podobnost nekonečné a konečné mříže, v případě konečné mříže byly zvlášť vyhodnoceny podobnosti vzhledem k centrálnímu palivovému souboru a vzhledem k periferním palivovým souborům. V následujících tabulkách 6.3 a 6.4 jsou vypočtené podobnostní koeficienty c_k a E mezi nekonečnou mříží ATF a centrálním i periferními soubory v konečné mříži ATF. V tabulce 6.3 se jedná o mříže bez bóru, v 6.4 o mříže s kritickou koncentrací kyseliny borité.

Na první pohled je z dat patrné, že nejméně podobné jsou soubory na periférii konečné mříže ku nekonečné mříži. Tento fakt naplňuje očekávání, protože soubory na periférii sousedí s vodní vrstvou (reflektorem) a je v nich jednak větší únik neutronů a také měkčí neutronové spektrum. Odlišnosti a tedy velikosti podobnostních koeficientů se však liší v závislosti na použitém konceptu paliva. Například pro palivo $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$ je hodnota c_k mezi nekonečnou mříží a centrálním souborem

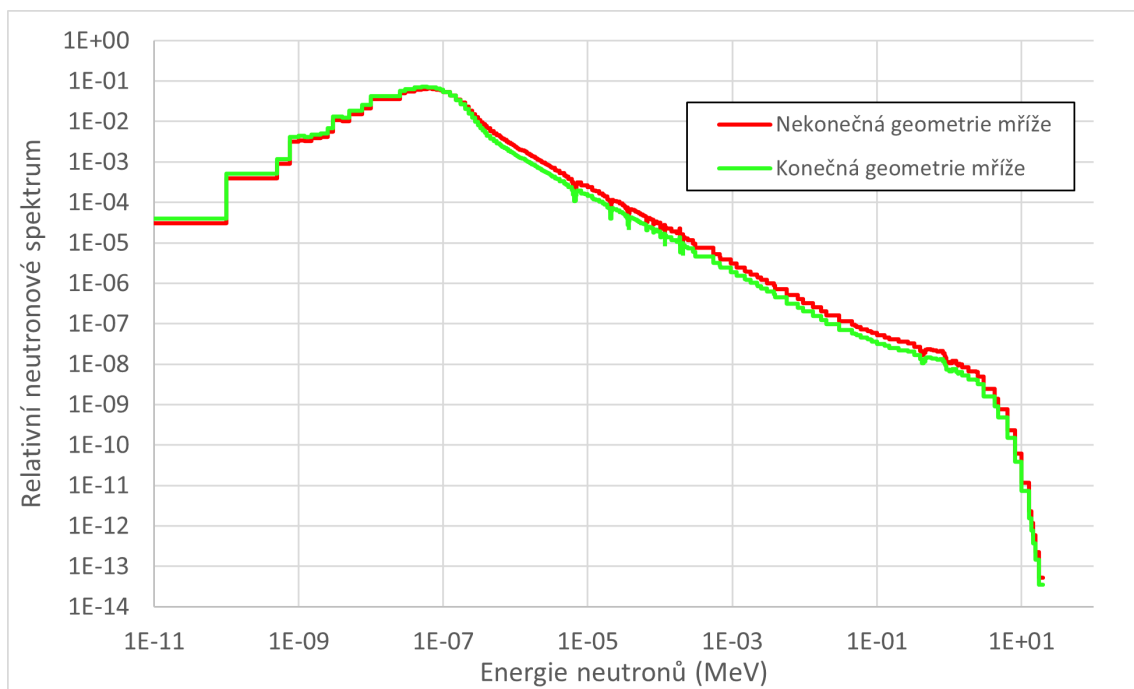
v konečné mříži bez bóru 0,8323, zatímco pro palivo $\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$ je to 0,9107. Pro mříže s bórem jsou hodnoty těchto koeficientů c_k 0,7703 a 0,8568. Podobnosti jsou celkově sledovány vyšší pro mříže bez kritické koncentrace kyseliny borité. Nejvyšší podobnost je sledována mezi periferními a centrálními palivovými soubory konečné mříže. Vrstva moderátoru nad i pod soubory konečné mříže je tedy nejspíše důvodem, proč jsou palivové soubory ve středu konečné mříže podobnější těm periferním než geometrii nekonečné mříže.

Tabulka 6.3.: Podobnostní koeficienty c_k a E různých typů mříží ATF bez kritické koncentrace kyseliny borité - nekonečná mříž, centrální palivový soubor konečné mříže a periferní palivové soubory konečné mříže.

Typ mříže 1:	Nekonečná		Nekonečná		Konečná - střed	
Typ mříže 2:	Konečná - střed		Konečná - periferie		Konečná - periferie	
Koncept ATF	c_k	E	c_k	E	c_k	E
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$	0,9417	0,9987	0,8323	0,9953	0,9612	0,9975
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,9823	0,9983	0,9017	0,9942	0,9595	0,9960
UO_2+42HNM	0,9801	0,9985	0,8967	0,9948	0,9583	0,9964
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,9653	0,9987	0,8504	0,9955	0,9467	0,9973
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,9808	0,9986	0,9107	0,9951	0,9696	0,9972
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,9546	0,9929	0,8500	0,9922	0,9599	0,9990

Tabulka 6.4.: Podobnostní koeficienty c_k a E různých typů mříží ATF bez kritické koncentrace kyseliny borité - nekonečná mříž, centrální palivový soubor konečné mříže a periferní palivové soubory konečné mříže.

Typ mříže 1:	Nekonečná		Nekonečná		Konečná - střed	
Typ mříže 2:	Konečná - střed		Konečná - periferie		Konečná - periferie	
Koncept ATF	c_k	E	c_k	E	c_k	E
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$	0,9247	0,9928	0,7703	0,9891	0,9215	0,9964
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,9646	0,9926	0,8298	0,9858	0,9228	0,9941
UO_2+42HNM	0,9552	0,9931	0,8335	0,9877	0,9385	0,9947
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,9298	0,9935	0,7989	0,9899	0,9396	0,9961
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,9441	0,9936	0,8568	0,9887	0,9626	0,9953
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,9349	0,9624	0,8236	0,9625	0,9557	0,9986



Obrázek 6.4.: Porovnání energetických neutronových spekter konečné a nekonečné mříže palivových souborů reaktoru VVER-1000 s palivem ve formě UO_2 s pokrytím ze slitiny E110.

7. Návrh a optimalizace experimentu s ATF v reaktoru VR-1

Na tomto místě je vhodné zopakovat, že cílem této práce je navrhnout experiment v reaktoru VR-1 zaměřený na testování nových pokročilých druhů paliv určených pro energetické tlakovodní reaktory. Tento experiment by měl být optimalizován tak, aby z neutronově-fyzikálního hlediska co nejvěrněji odpovídal energetickým reaktorům. Pro kvantifikování míry podobnosti slouží citlivostní a následná podobnostní analýza.

7.1. Analýza provozních konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1

Tato práce navazuje na důkladnou citlivostní analýzu některých konfigurací aktivní zóny reaktoru VR-1 provedenou v [1]. Pro potřeby optimalizace experimentu byly pro citlivostní analýzu vybrány tři konfigurace aktivní zóny - C5, C7 a C16. Konfigurace C5 je charakteristická použitím grafitových dvojbloků a C16 obsahovala ocelový reflektor a makety palivových článků. Konfigurace C7 je naopak tvořena pouze palivovými články bez dalších experimentálních zařízení. Schémata všech těchto konfigurací je možné sledovat na obrázcích C.1, C.2 a C.3 v příloze C této práce.

Na základě vypočtených podobnostních koeficientů byla sledována velmi vysoká míra podobnosti mezi jednotlivými konfiguracemi C5, C7 a C16. Nejnižší hodnota podobnostního koeficientu c_k vzájemně mezi konfiguracemi je 0,9933, v případě koeficientu E je to 0,9980. Obdobné výsledky vycházely při porovnávání různých konfigurací aktivních zón VR-1 v práci [1].

Pokud jsou však zmíněné konfigurace podrobeny podobnostní analýze vůči referenčním palivovým mřížím reaktoru VVER-1000, situace je podstatně odlišná. Podobnost vybraných konfigurací aktivní zóny C5, C7 a C16 byla posuzována vzhledem k nekonečné mříži tlakovodního reaktoru VVER-1000 a také vzhledem k vybraným pozicím v konečné mříži. Jak bylo popsáno v předchozí kapitole, byla posuzována podobnost vzhledem k centrálnímu palivovému souboru a vzhledem k periferním palivovým souborům. Výpočty byly provedeny pro mříže s užším výběrem konceptů ATF s i bez kritické koncentrace kyseliny borité. Na místě je také zmínit, že žádná z konfigurací aktivní zóny VR-1 neuvažuje kyselinu boritou. Tento způsob kontroly kritičnosti se totiž ve školním reaktoru VR-1 nepoužívá, kritičnosti je dosahováno pomocí regulačních absorpčních tyčí. V těchto výpočtech však nebyl uvažován vliv

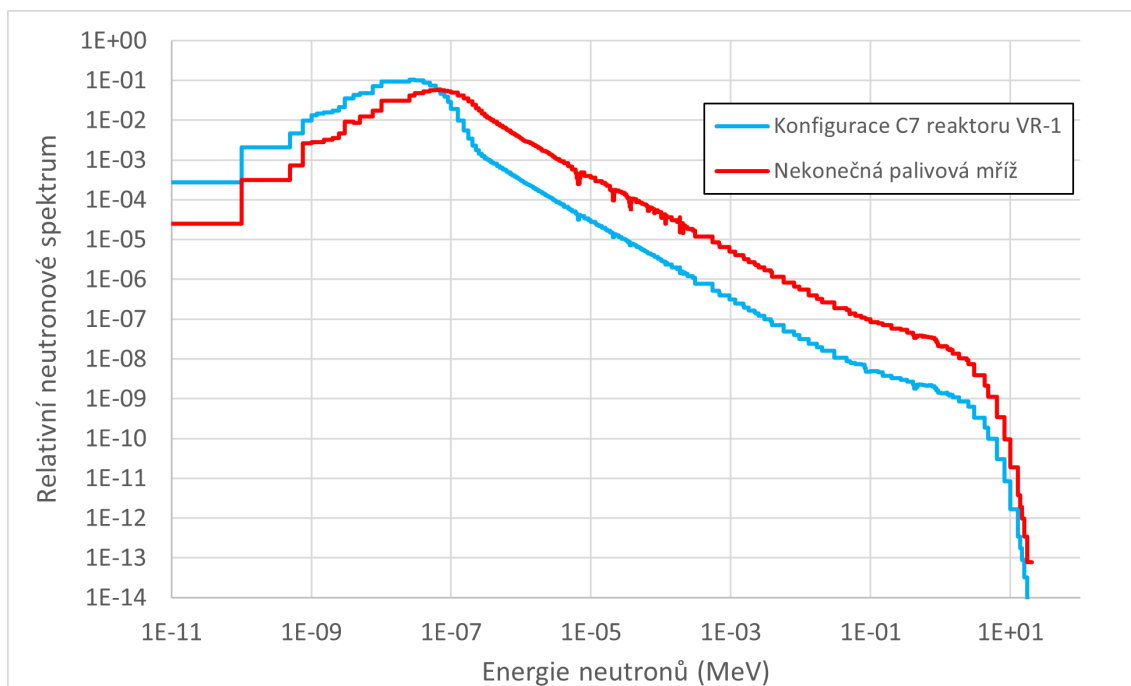
regulačních tyčí v aktivní zóně, absorpční tyče tedy byly v horní koncové pozici a aktivní zóny se tak nacházely v nadkritickém stavu, podobně jako mříže tlakovodního reaktoru bez bóru.

Co se týče energetických spekter neutronů v reaktoru VR-1, v grafu na obrázku 7.1 je spektrum konfigurace zóny C7 porovnáno s nekonečnou mříží reaktoru VVER-1000 bez bóru s palivem $\text{UO}_2+\text{E110}$. V reaktoru VR-1 je sledováno podstatně měkčí spektrum než v nekonečné mříži. Podobnostní koeficient P_{spect} se pro kombinace konfigurací aktivní zóny C5, C7 a C16 reaktoru VR-1 a nekonečných mříží reaktoru VVER-1000 s vybranými variantami ATF pohybuje v intervalu od 0,7027 (mříž s bórem s palivem $\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$ vůči konfiguraci C16) do 0,8635 (mříž bez bóru s palivem $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$ vůči konfiguraci C7). Celkově jsou vyšší podobnosti sledovány pro nekonečné mříže bez bóru. Dále je mřížím VVER-1000 více podobná konfigurace aktivní zóny VR-1 C7 složená čistě z palivových článků, oproti konfiguracím C5 a C16, které obsahují grafitové bloky, ocelové reflektory a makety palivových článků.

Ve spektru reaktoru VR-1 je zároveň vidět posunutí tepelného píku do oblasti nižších energií. Aby bylo při návrhu experimentu s ATF v reaktoru VR-1 dosaženo vyšší podobnosti s palivovými mřížemi VVER-1000 bude snaha o dosažení co nejtvrďšího spektra. Energie píku tepelného spektra závisí na teplotě celého systému, která je pro uvažované reaktory odlišná. Pro reaktor VR-1 je uvažována pokojová teplota teplota 293 K, zatímco pro varianty mříže reaktoru VVER-1000 s ATF je uvažovaná teplota moderátoru 580 K. Z technických důvodů je tedy nemožné dosáhnout shody energie tepelného píku mezi reaktorem VR-1 a mřížemi energetického tlakovodního reaktoru VVER-1000. Nižší teplota moderátoru v reaktoru VR-1 je spolu s jeho geometrií hlavním důvodem jeho měkčího spektra oproti reaktoru VVER-1000. Spektrum v geometrii konečné mříže zde není porovnáváno, protože je velice podobné geometrii nekonečné mříže, jak je možné sledovat například v grafu 6.4.

Podobnostní koeficienty c_k a E při porovnávání konfigurací C5, C7 a C16 reaktoru VR-1 vůči nekonečné mříži a palivovým souborům v centru a na periferii konečné mříže s užším výběrem konceptů ATF se narozdíl od koeficientů P_{spect} téměř neliší pro jednotlivé konfigurace reaktoru VR-1. Proto budou dále prezentovány výsledky pouze pro konfiguraci C7, nejpodobnější mřížím tlakovodního reaktoru z hlediska neutronových spekter.

V tabulce 7.1 jsou prezentovány vypočtené podobnostní koeficienty c_k a E . Hodnoty udávají podobnost mezi nekonečnou mříží VVER-1000, palivovými soubory v centru nebo na periferii konečné mříže VVER-1000 s jednotlivými ATF a konfigurací aktivní zóny C7 reaktoru VR-1. Do výpočtu byly zahrnuty varianty s i bez kritické koncentrace kyseliny borité. Vzhledem ke koeficientu c_k nedosahují nekonečné mříže reaktoru VVER-1000 ani velice nízké podobnosti s konfigurací C7 reaktoru VR-1. Pro palivové soubory v konečné mříži je situace lehce lepší. Nejvyšší podobnosti jsou pro paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$ a $\text{UO}_2+\text{E110Cr}$, naopak nejnižší jsou pro paliva $\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$ a $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$.



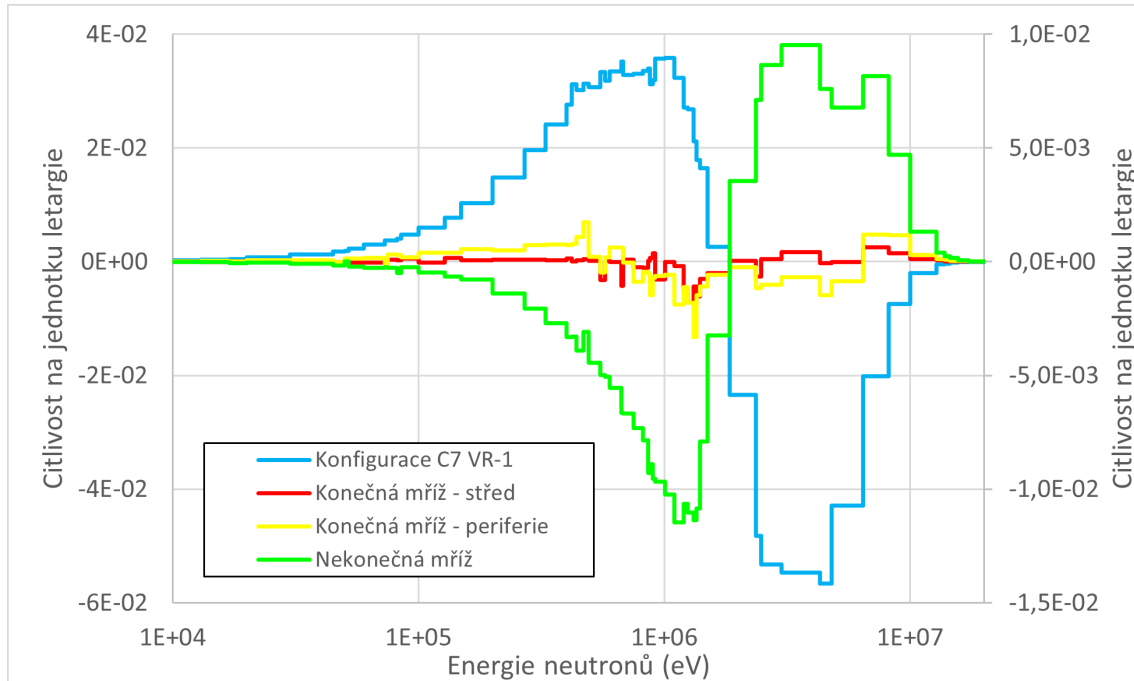
Obrázek 7.1.: Porovnání energetických neutronových spekter nekonečné mříže palivových souborů reaktoru VVER-1000 s palivem $\text{UO}_2+\text{E110}$ bez bóru a konfigurace aktivní zóny C7 reaktoru VR-1.

Tabulka 7.1.: Podobnostní koeficienty c_k a E mezi nekonečnou mříží a palivovými soubory v centru a na periferii konečné mříže reaktoru VVER-1000 s užším výběrem ATF s i bez kritické koncentrace kyseliny borité vůči konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1.

Typ mříže VVER-1000: Palivo a bór v mříži	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
	c_k	E	c_k	E	c_k	E
$\text{UO}_2+\text{E110}+\text{bór}$	0,0018	0,7172	0,2732	0,7626	0,3493	0,7692
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,2059	0,8106	0,3935	0,8185	0,5009	0,8302
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}+\text{bór}$	0,0013	0,7166	0,2519	0,7721	0,3110	0,7738
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,2020	0,8095	0,3816	0,8094	0,4626	0,8158
$\text{UO}_2+42\text{HNM}+\text{bór}$	0,0587	0,6578	0,2718	0,7045	0,3621	0,7158
UO_2+42HNM	0,2060	0,7487	0,3419	0,7564	0,4468	0,7726
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}+\text{bór}$	0,0067	0,6850	0,2277	0,7313	0,2837	0,7382
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,1493	0,7744	0,2719	0,7826	0,3749	0,7961
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}+\text{bór}$	0,0358	0,5988	0,2375	0,6533	0,3269	0,6650
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,1985	0,7141	0,3305	0,7211	0,4426	0,7429
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}+\text{bór}$	-0,0543	0,7131	0,2255	0,7617	0,2662	0,7679
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$	0,1620	0,8088	0,3550	0,8169	0,4408	0,8293

Z tabulky 7.1 je jasné patrné, že vyšší podobnosti s reaktorem VR-1 jsou dosaženy pro palivové soubory na periferii konečné palivové mříže bez bóru. Pro případ koeficientu c_k je možné znovu nahlédnout do výstupních souborů podobnostní analýzy a zjistit, které reakce tomuto jevu nejvíce přispívají. Stejně jako v případě porovnávání nekonečných mříží, ke snížení koeficientu c_k dochází především z důvodu

příspěvku neurčitostí energetického štěpného spektra χ uranu ^{235}U . Pro nekonečné i konečné mříže je příspěvek této reakce k podobnosti c_k vůči konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1 záporný, pro nekonečnou mříž je to však podstatnější než pro palivové soubory v konečných mřížích (centrální a periferní). V grafu na obrázku 7.2 je možné sledovat citlivostní spektra pro štěpné neutronové spektrum χ uranu ^{235}U konfigurace C7 reaktoru VR-1 a tří druhů mříží bez bóru s palivem $\text{UO}_2+\text{E110}$.



Obrázek 7.2.: Graf citlivostních spekter energetického spektra neutronů ze štěpení ^{235}U pro konfiguraci C7 reaktoru VR-1 (hlavní osa), nekonečné palivové mříže a konečné palivové mříže se soubory ve středu a na periferii (vedlejší osa). Mříže palivových souborů reaktoru VVER-1000 jsou bez bóru z palivem $\text{UO}_2+\text{E110}$.

Z grafu 7.2 plyne, že citlivostní spektra energetického štěpného spektra χ reaktoru VR-1 a mříží jsou si vzájemně opačná. Absolutní velikost spektra je největší pro reaktor VR-1, následně pro nekonečnou mříž a pro palivové soubory v konečné mříži je téměř zanedbatelná. Význam průběhu těchto spekter je následující. Pro reaktor VR-1 je z hlediska velikosti koeficientu násobení výhodnější, když mají neutrony ze štěpení nižší energii, naopak pro palivové mříže (především pak pro nekonečnou palivovou mříž) jsou výhodnější neutrony ze štěpení o vyšších energiích. Tato citlivostní spektra a jejich průběh se nejspíše liší ze dvou důvodů.

Prvním důvodem je vliv úniku neutronů. Neutrony vyšších energií mají větší pravděpodobnost, že ze systému uniknou. To může být v případě reaktoru VR-1 podpořeno jeho poměrně malými rozměry, naopak u nekonečné mříže toto sledováno být nemůže, jelikož má únik neutronů nulový. V rámci zkoumaných variant představují reaktor VR-1 a nekonečná mříž limitní případy. Varianty s konečnou mříží pak budou v jimi definovaném intervalu.

Druhým důvodem může být také jiná geometrie samotného paliva. Proutky v mřížích reaktoru VVER-1000 jsou oproti palivovým vrstvám palivových článků IRT-4M podstatně širší. Palivové proutky reaktoru VVER-1000 díky tomu mají vyšší koeficient násobení rychlými neutrony. Naopak, již v [1] se ukázalo, že palivo reaktoru VR-1 se chová spíše jako kvazihomogenní než heterogenní. Toto vše může souviset také se samotným složením paliva. Palivová část článku IRT-4M je totiž tvořena disperzí UO_2 s hliníkem.

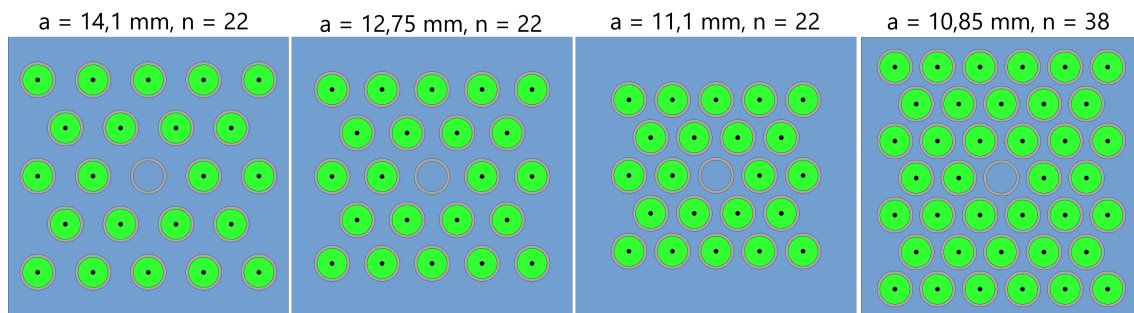
7.2. Návrh a optimalizace geometrie experimentu

Při návrhu experimentu je uvažováno, že budou k dispozici zkrácené verze palivových proutků konceptů ATF s délkou 600 mm, stejně jako je aktivní délka paliva IRT-4M používaného v reaktoru VR-1. Z předcházejících výpočtů vyplývá, že v reaktoru VR-1 jsou dosahována výrazně měkčí neutronová spektra, než v případě palivových mříží tlakovodních reaktorů. Je tedy jasné, že pro experiment s ATF v reaktoru VR-1 je nutné umístit proutky do středu aktivní zóny tak, aby byly co nejdále od reflektoru na jejich okrajích, kde je spektrum měkčí. Kromě umístění proutků je nutné navrhnout, jaké komponenty aktivní zóny budou kolem experimentu s proutky a v jakém experimentálním ATF souboru tyto proutky budou, respektive jaká bude mezi proutky rozteč a kolik proutků v souboru bude. Pro celý proces optimalizace budou používány pouze palivové proutky $\text{UO}_2 + \text{E110}$. Pro nalezení větší podobnosti v neutronových spektrech a následně citlivostech je možné předpokládat, že vhodnější bude použít poměrně těsnou rozteč proutků v experimentálním souboru, který by měl sousedit přímo s palivovými články IRT-4M. Toto však bude nutné ověřit výpočtem.

Jednotlivé čtvercové pozice v aktivní zóně reaktoru VR-1, do kterých je vkládáno palivo a další komponenty jsou 71,5 mm široké. Experimentální ATF soubory budou navrhovány tak, aby se do této pozice vlezly a zároveň aby byla na jejich okrajích rezerva 1,5 mm na každé straně. Rezerva je žádoucí především z praktických důvodů pro zabránění kontaktu s dalšími komponentami a konstrukčními prvky aktivní zóny. Vzhledem k uvažované referenční mříži založené na reaktoru VVER-1000 je výpočet proveden pro trojúhelníkové uspořádání proutků se čtyřmi hodnotami jejich rozteče - 14,1 mm, 12,75 mm (rozteč jako v palivových souborech VVER-1000), 11,1 mm a 10,85 mm. Do souboru s nejnižší roztečí se vleze 38 palivových proutků a jedna centrální trubka, do ostatních pak 22 palivových proutků a jedna centrální trubka. Jelikož je poloměr proutků 9,1 mm, mezera mezi nimi v nejtěsnější mříži činí pouze 1,75 mm. Na obrázku 7.3 jsou schémata příčných řezů jednotlivých experimentálních souborů. Kolem navržených experimentálních souborů ATF bylo vybráno celkem šest konfigurací aktivní zóny reaktoru VR-1. Tyto konfigurace jsou ve schématech na obrázcích D.1 až D.6 v příloze D a jsou označovány EX1 až EX6. Na následujících řádcích se nachází jejich stručný popis:

- EX1 - experimentální soubor ATF na jedné pozici aktivní zóny, kolem experimentálního souboru osmitrubkové palivové články

- EX2 - experimentální soubor ATF na jedné pozici aktivní zóny, kolem experimentálního souboru šestitrubkové palivové články s kanálem \varnothing 25 mm
- EX3 - experimentální soubor ATF na jedné pozici aktivní zóny, kolem experimentálního souboru grafitové bloky
- EX4 - experimentální soubor ATF na jedné pozici aktivní zóny, kolem experimentálního souboru ocelové reflektory a šestitrubkové palivové články
- EX5 - experimentální soubory ATF na čtyřech pozicích aktivní zóny, kolem experimentálních souborů osmitrubkové palivové články
- EX6 - experimentální soubory ATF na čtyřech pozicích aktivní zóny, kolem experimentálních souborů grafitové bloky a osmitrubkové palivové články



Obrázek 7.3.: Příčné řezy jednotlivých navržených konfigurací experimentálních souborů na jedné pozici aktivní zóny reaktoru VR-1. Soubory s roztečí proutků a a jejich počtem n . Zeleně palivová část, modře lehká voda, šedě pokrytí a černě vakuum.

Jediná podmínka při tvorbě všech těchto konfigurací byla jejich schopnost dosažení kritičnosti. Z tohoto důvodu nemohou grafitové bloky ani ocelové reflektory obklopovat experimentální soubory ze všech stran, jinak by nebylo možné dosáhnout kritického stavu. Toto se týká především konfigurací s experimentálním souborem na jedné pozici (konfigurace EX3 a EX4). Obdobně jako u výpočtu aktivních zón reaktoru VR-1 v předchozí podkapitole, není v reaktoru uvažována voda s kyselinou boritou ani dosažení kritičnosti absorpčními tyčemi. Všechny uvažované konfigurace jsou tedy nadkritické.

Je možné očekávat, že vyšší podobnost s mřížemi tlakovodních reaktorů bude sledována u experimentálních souborů, kde se kolem mřížek nachází palivo. Grafitové bloky i ocelové reflektory budou zlepšovat moderaci a tím se podílet na měknutí spektra, což je podle předcházejících výsledků nežádoucí. Zároveň je ze stejného důvodu možné předpokládat, že podobnější budou spíše experimentální soubory s menší roztečí proutků.

Pro všechny uvažované rozteče experimentálních souborů a jejich konfigurace v aktivní zóně byly provedeny stochastické transportní výpočty citlivostních a energetických neutronových spekter. Pro optimalizaci experimentu a tedy nalezení jeho nejvhodnější geometrie byly používány klasické proutky s palivem ve formě $\text{UO}_2 + \text{E110}$. Spektra i citlivosti byly počítány pouze v pozicích reaktoru, kde se nacházely experimentální soubory.

V první řadě budou porovnávána energetická neutronová spektra. V tabulce 7.2 jsou vypočtené podobnostní koeficienty P_{spect} mezi jednotlivými experimentálními soubory ATF v různých konfiguracích aktivní zóny VR-1 vůči konečným a nekonečným palivovým mřížím bez bóru referenčního tlakovodního reaktoru VVER-1000. Ve všech případech je použito palivo UO_2+E110 . Stejně jako citlivostní koeficienty jsou i neutronová spektra počítána pouze pro pozice s experimentálními soubory.

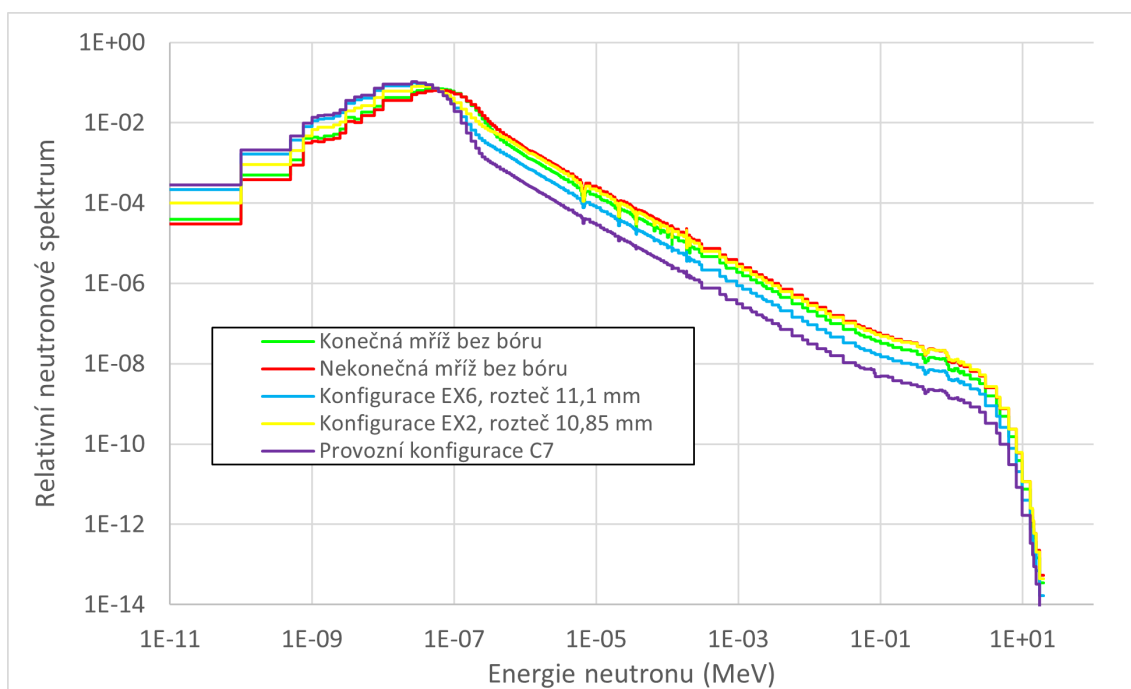
Tabulka 7.2.: Podobnostní koeficienty P_{spect} mezi jednotlivými experimentálními soubory ATF v různých konfiguracích aktivní zóny VR-1 vůči palivovým mřížím referenčního tlakovodního reaktoru VVER-1000 - nekonečná mříž a palivové soubory v konečné mříži bez bóru. Ve všech případech je použito palivo UO_2+E110 .

Typ mříže:	Nekonečná mříž	Konečná mříž
Konfigurace a rozteč	P_{spect}	P_{spect}
EX1 - rozteč 14,1 mm	0,8778	0,9061
EX2 - rozteč 14,1 mm	0,8782	0,9064
EX3 - rozteč 14,1 mm	0,8698	0,8993
EX4 - rozteč 14,1 mm	0,8693	0,8989
EX5 - rozteč 14,1 mm	0,8652	0,8951
EX6 - rozteč 14,1 mm	0,8673	0,8969
EX1 - rozteč 12,75 mm	0,8794	0,9074
EX2 - rozteč 12,75 mm	0,8800	0,9079
EX3 - rozteč 12,75 mm	0,8692	0,8988
EX4 - rozteč 12,75 mm	0,8695	0,8991
EX5 - rozteč 12,75 mm	0,8615	0,8918
EX6 - rozteč 12,75 mm	0,8638	0,8938
EX1 - rozteč 11,1 mm	0,8739	0,9025
EX2 - rozteč 11,1 mm	0,8744	0,9029
EX3 - rozteč 11,1 mm	0,8626	0,8929
EX4 - rozteč 11,1 mm	0,8626	0,8928
EX5 - rozteč 11,1 mm	0,8520	0,8833
EX6 - rozteč 11,1 mm	0,8542	0,8852
EX1 - rozteč 10,85 mm	0,9322	0,9521
EX2 - rozteč 10,85 mm	0,9330	0,9527
EX3 - rozteč 10,85 mm	0,9194	0,9421
EX4 - rozteč 10,85 mm	0,9172	0,9404
EX5 - rozteč 10,85 mm	0,9189	0,9411
EX6 - rozteč 10,85 mm	0,9232	0,9445

Pro všechny experimentální ATF soubory v konfiguracích aktivní zóny VR-1 platí, že jejich neutronová spektra jsou podobnější palivovým mřížím tlakovodního reaktoru, než tomu bylo v případě reaktoru VR-1 jakožto celku (viz kapitola 7.1). Nejnižší podobnostní koeficient $P_{spect} = 0,8520$ byl vypočten mezi nekonečnou mříží a experimentálním souborem v konfiguraci aktivní zóny EX5 a roztečí proutků 11,1 mm. Nejvyšší podobnosti $P_{spect} = 0,9330$ s nekonečnou mříží palivových souborů bez bóru nabývá experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX2 s roztečí

proutků 10,85 mm. V případě porovnání s konečnou mříží bez bóru je to dokonce $P_{spect} = 0,9527$. Podobnostní koeficienty P_{spect} při porovnávání s mřížemi s bórem jsou pro jednotlivé případy o 0,02 až 0,04 nižší. Celkově je tak možné říci, že volba umístění experimentálních palivových souborů do středu aktivní zóny VR-1 se jeví jako vhodná.

Pro další porovnání energetických neutronových spekter jsou v grafu na obrázku 7.4 vykreslena spektra pro nekonečné a konečné palivové mříže bez bóru, pro experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX6 s roztečí proutků 11,1 mm (s nejnižší spektrální podobností), pro experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX2 s roztečí proutků 10,85 mm (s nejvyšší spektrální podobností) a pro provozní konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1 bez experimentálního souboru ATF. Z grafu je patrné, že pro daný experimentální ATF soubor v konfiguraci EX2 bylo v oblasti rychlých a rezonančních energií dosaženo dokonce tvrdšího spektra než v konečné palivové mříži VVER-1000. Spektru nekonečné palivové mříže se spektrum v tomto experimentu velice přiblížilo.



Obrázek 7.4.: Relativní energetická neutronová spektra v nekonečné a konečné palivové mříži bez bóru, v experimentálním souboru konfigurace aktivní zóny EX6 s roztečí proutků 11,1 mm, v experimentálním souboru konfigurace aktivní zóny EX2 s roztečí proutků 10,85 mm a v klasické konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1 bez experimentálního ATF souboru.

Při porovnávání hodnot P_{spect} mezi mřížemi a experimentálními soubory v různých konfiguracích aktivní zóny nejsou sledovány tak výrazné rozdíly. Zdá se však, že vhodnější jsou konfigurace s experimentálními soubory na jedné pozici s palivovými články IRT-4M kolem ní. Pro konfigurace se soubory na více pozicích jsou podobnosti P_{spect} nižší.

Výraznější rozdíly v podobnostech neutronových spekter jsou při porovnání různých roztečí proutků v experimentálních souborech. Podle očekávání je nejvyšších podobností s palivovými mřížemi reaktoru VVER-1000 dosahováno pro nejtěsnější soubory (rozteč 10,85 mm, 38 palivových proutků a 1 centrální trubka). V případě souborů s 22 palivovými proutky je sledována vyšší podobnost se zvyšující se roztečí proutků. Toto je na první pohled překvapivý jev. S těsnější roztečí však vzniká na okraji experimentálních souborů větší vrstva moderátoru, která se podílí na nežádoucím měknutí spektra. Tento efekt nejspíše převažuje pozitivní vliv těsnější rozteče s menším množstvím moderátoru mezi proutky.

Tabulka 7.3.: Podobnostní koeficienty c_k a E mezi jednotlivými experimentálními soubory ATF v různých konfiguracích aktivní zóny VR-1 vůči palivovým mřížím referenčního tlakovodního reaktoru VVER-1000 - nekonečná mříž bez bóru a palivové soubory ve středu a na periférii konečné mříže bez bóru. Ve všech případech je použito palivo $\text{UO}_2+\text{E110}$.

Typ mříže:	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
Konfigurace a rozteč	c_k	E	c_k	E	c_k	E
EX1 - rozteč 14,1 mm	0,2680	0,8305	0,4948	0,8374	0,6476	0,8478
EX2 - rozteč 14,1 mm	0,2535	0,8288	0,4822	0,8361	0,6372	0,8467
EX3 - rozteč 14,1 mm	0,2979	0,8279	0,5126	0,8328	0,6374	0,8408
EX4 - rozteč 14,1 mm	0,3795	0,8309	0,5872	0,8350	0,7093	0,8420
EX5 - rozteč 14,1 mm	0,3344	0,8293	0,5517	0,8350	0,6914	0,8438
EX6 - rozteč 14,1 mm	0,3385	0,8288	0,5530	0,8338	0,6872	0,8418
EX1 - rozteč 12,75 mm	0,2687	0,8350	0,4969	0,8425	0,6565	0,8537
EX2 - rozteč 12,75 mm	0,2505	0,8325	0,4827	0,8402	0,6520	0,8516
EX3 - rozteč 12,75 mm	0,3095	0,8333	0,5260	0,8384	0,6557	0,8465
EX4 - rozteč 12,75 mm	0,3874	0,8364	0,5935	0,8405	0,7127	0,8476
EX5 - rozteč 12,75 mm	0,3335	0,8337	0,5507	0,8394	0,6901	0,8481
EX6 - rozteč 12,75 mm	0,3521	0,8330	0,5638	0,8380	0,6940	0,8462
EX1 - rozteč 11,1 mm	0,2624	0,8398	0,4922	0,8479	0,6628	0,8600
EX2 - rozteč 11,1 mm	0,2413	0,8376	0,4740	0,8458	0,6481	0,8581
EX3 - rozteč 11,1 mm	0,3032	0,8427	0,5204	0,8480	0,6529	0,8563
EX4 - rozteč 11,1 mm	0,3634	0,8457	0,5731	0,8501	0,7031	0,8576
EX5 - rozteč 11,1 mm	0,3361	0,8391	0,5540	0,8450	0,7000	0,8541
EX6 - rozteč 11,1 mm	0,3570	0,8399	0,5711	0,8449	0,7098	0,8532
EX1 - rozteč 10,85 mm	0,2559	0,8924	0,4954	0,8993	0,6918	0,9078
EX2 - rozteč 10,85 mm	0,2481	0,8914	0,4893	0,8984	0,6827	0,9070
EX3 - rozteč 10,85 mm	0,3211	0,8821	0,5468	0,8869	0,6954	0,8932
EX4 - rozteč 10,85 mm	0,3982	0,8859	0,6157	0,8897	0,7603	0,8947
EX5 - rozteč 10,85 mm	0,3650	0,8947	0,5922	0,9007	0,7662	0,9083
EX6 - rozteč 10,85 mm	0,3966	0,8928	0,6181	0,8979	0,7788	0,9047

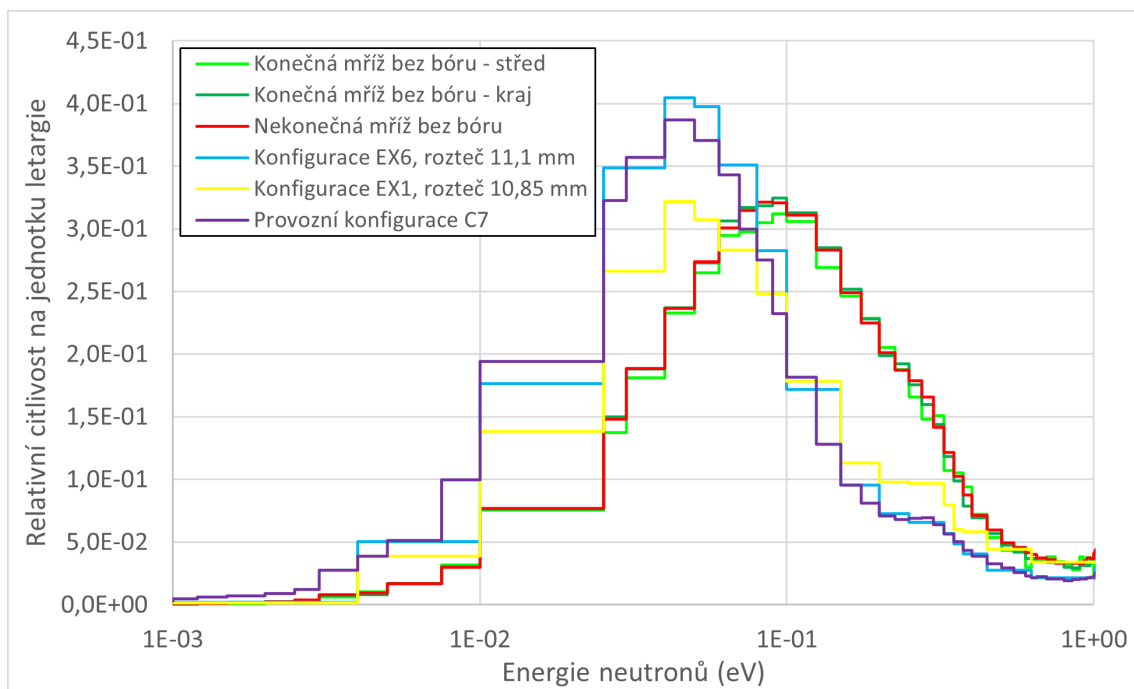
V tabulce 7.3 se nachází podobnostní koeficienty c_k a E mezi jednotlivými experimentálními soubory ATF v různých konfiguracích aktivní zóny VR-1 vůči palivovým mřížím referenčního tlakovodního reaktoru VVER-1000. Jedná se o nekonečnou mříž bez bóru a centrální a periferní palivové soubory v konečné mříži bez bóru. Stejně

jako při porovnávání neutronových spekter se jedné pouze o palivo $\text{UO}_2+\text{E110}$. Jak již napovídaly výsledky předcházejících výpočtů, celkově vychází vyšší podobnosti experimentu v reaktoru VR-1 spíše s modelem konečné palivové mříže bez kritické koncentrace kyseliny borité, zatímco podobnosti s nekonečnými mřížemi s bórem jsou nejnižší.

Co se týče podobností citlivostních spekter, které jsou reprezentovány podobnostním koeficientem E , je sledována korelace s podobnostmi energetických neutronových spekter. Nejpodobnější mřížím tlakovodního reaktoru VVER-1000 jsou experimentální soubory s roztečí 10,85 mm v konfiguraci aktivní zóny EX1. V případě P_{spect} se sice jednalo o soubor v konfiguraci EX2, rozdíly mezi EX1 a EX2 jsou však velice malé. Podobnostní koeficient této konfigurace experimentu vůči nekonečné mříži bez bóru činí 0,8924. Vůči centrálním palivovým souborům konečné mříže bez bóru je to 0,8993 a vůči periferním palivovým souborům 0,9070. Jediný rozdíl mezi tendencemi podobnostních koeficientů E a P_{spect} je zvyšující se koeficient E při zmenšování roztečí proutků v souboru s 22 palivovými proutky, v případě P_{spect} je to naopak.

Pro ukázkou jsou v grafu na obrázku 7.5 prezentována citlivostní spektra reakce štěpení na uranu ^{235}U v oblasti energií tepelných neutronů pro nekonečnou palivovou mříž, střední a periferní palivové soubory v konečné mříži, experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX6 s roztečí proutků 11,1 mm, experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX1 s roztečí proutků 10,85 mm a provozní konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1 bez experimentálního ATF souboru. Citlivostní spektra jsou prezentována relativně ku celkovému citlivostnímu koeficientu dané reakce. Z grafu je jasně patrné, že citlivostní spektrum experimentálního souboru v konfiguraci EX1 se od citlivostních spekter mříží odlišuje méně než experimentální soubor v konfiguraci EX6 a nebo konfigurace aktivní zóny C7.

Z tabulky 7.3 je možné vysledovat také to, že koeficient c_k , který počítá sdílenou nejistotu koeficientu násobení vzhledem k neurčitostem zhodnocených jaderných dat, nekoreluje s koeficienty E a P_{spect} při hodnocení podobností experimentálních souborů v konfiguracích EX1 až EX6 vůči mřížím palivových souborů reaktoru VVER-1000. Po analýze vypočtených dat byl učiněn závěr, že pro tento případ výpočtů, již koeficient c_k není tolik vhodný. Cílem optimalizace je najít co nejpodobnější geometrii vzhledem k neutronickým vlastnostem systému. Tu nejlépe reprezentují právě koeficienty E a P_{spect} , zatímco koeficient c_k je vážen také velikostmi neurčitostí zhodnocených jaderných dat a příkládá tak důležitost reakcím, které tak důležité čistě z hlediska citlivostní analýzy nejsou. Koeficienty c_k jsou tedy vhodné zpravidla pro ověření, zdali se dva reaktorové systémy chovají podobně z úhlu pohledu nejistoty koeficientu násobení. Byly vhodné například pro výpočet podobností nekonečných mříží s různými druhy ATF.



Obrázek 7.5.: Relativní citlivostní spektra reakce štěpení na uranu ^{235}U pro nekonečnou palivovou mříž, střední a krajní palivové soubory v konečné mříži, experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX6 s proutků 11,1 mm, experimentální soubor v konfiguraci aktivní zóny EX1 s roztečí proutků 10,85 mm a klasickou konfiguraci aktivní zóny C7 reaktoru VR-1. bez experimentálního souboru.

Je na místě zmínit také to, jak se chová výpočet podobnostních koeficientů c_k a E v závislosti na absolutních velikostech citlivostních spekter. Pokud by byly uvažovány dva reaktorové systémy s citlivostními spektry s totožným průběhem ale jinými absolutními velikostmi, oba podobnostní koeficienty c_k i E by vyšly rovny jedné. V případě E se počítá kosinus úhlu mezi dvěma citlivostními vektory, které obsahují všechna citlivostní spektra pro všechny nuklidy a reakce na nich. Kosinus úhlu je nezávislý na absolutních velikostech vektorů, záleží pouze na jejich směru. Pro koeficient c_k je tvrzení matematicky možné dokázat také. Platí tedy, že i když jsou počítána citlivostní spektra jen v poměrně malé části reaktoru (experimentální soubor v aktivní zóně reaktoru VR-1) a jejich absolutní velikosti jsou menší než v případě citlivostních spekter celých systémů, podobnost je teoreticky možné sledovat i úplně. Na druhou stranu je však nutné připomenout, že když mají dva reaktorové systémy většinu citlivostních spekter podobných absolutních velikostí, pak ta citlivostní spektra, která se absolutní velikostí liší významněji, přispívají ke snížení podobnostních koeficientů.

Na základě výsledků podobnostní analýzy, konkrétně podobnostních koeficientů E a P_{spect} bylo rozhodnuto, že pro co nejvěrnější simulování neutronově-fyzikálního chování palivových proutků při experimentu v reaktoru VR-1 je vhodné zvolit experimentální soubor s těsnou roztečí 10,85 mm s 38 palivovými proutky a jednou centrální trubkou v konfiguraci aktivní zóny EX1 reaktoru VR-1.

7.3. Podobnostní analýza optimalizovaného experimentu s proutky ATF

Jelikož byla optimalizace geometrie experimentu s ATF souborem v reaktoru VR-1 prováděna pouze s klasickým palivem $\text{UO}_2+\text{E110}$, je na místě provést citlivostní a následnou podobnostní analýzu experimentálního souboru s roztečí 10,85 mm v konfiguraci aktivní zóny EX1 také s vybranými koncepty ATF: $\text{UO}_2+\text{E110Cr}$, UO_2+42HNM , $\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$, $\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$ a $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$.

Experimenty s vybranými koncepty ATF byly vždy porovnávány s palivovými mřížemi se stejným druhem paliva. Jedná se o již zmíněné druhy mříží palivových souborů reaktoru VVER-1000 - nekonečná mříž, soubory na periferii a ve středu konečné palivové mříže. Každá mříž byla navíc uvažována s a bez kritické koncentrace kyseliny borité. Vypočtené podobnostní koeficienty c_k , E a P_{spect} mezi experimentálními soubory a mřížemi reaktoru VVER-1000 jsou v tabulkách 7.4, 7.5 a 7.6. Jak již naznačovaly veškeré předchozí výsledky, nejvyšších podobností experimentálních souborů je dosahováno s palivovými soubory v konečné mříži bez bóru, oproti nekonečné mříži s bórem, kde jsou podobnosti nejnižší.

Tabulka 7.4.: Podobnostní koeficienty c_k mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně EX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$.

c_k s mřížemi:	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
	ano	ne	ano	ne	ano	ne
Bór v mříži:						
$\text{UO}_2+\text{E110}$	-0,0050	0,2584	0,3580	0,4976	0,5271	0,6899
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	-0,0012	0,2548	0,3408	0,5118	0,5095	0,6866
UO_2+42HNM	0,1756	0,3845	0,4528	0,5537	0,6268	0,7188
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,2223	0,4388	0,5272	0,5992	0,6372	0,7439
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,1520	0,3712	0,3977	0,5283	0,6030	0,7048
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	-0,1157	0,1730	0,2664	0,4880	0,4816	0,6585

Tabulka 7.5.: Podobnostní koeficienty E mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně EX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$.

E s mřížemi:	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
	ano	ne	ano	ne	ano	ne
Bór v mříži:						
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,8094	0,8940	0,8518	0,9011	0,8550	0,9096
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,8119	0,8955	0,8684	0,8977	0,8693	0,9023
UO_2+42HNM	0,8170	0,8909	0,8586	0,8982	0,8652	0,9092
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,8166	0,8922	0,8583	0,8998	0,8624	0,9090
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,7970	0,8897	0,8452	0,8965	0,8524	0,9108
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	0,8126	0,8961	0,8571	0,9035	0,8602	0,9120

Tabulka 7.6.: Podobnostní koeficienty P_{spect} mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně EX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva UO_2+E110 .

P_{spect} s mřížemi:	Nekonečná		Konečná		
	Bór v mříži:	ano	ne	ano	ne
UO_2+E110		0,9145	0,9359	0,9322	0,9550
$UO_2+E110Cr$		0,9146	0,9358	0,9326	0,9553
$UO_2+42HNM$		0,9133	0,9376	0,9410	0,9677
$UO_2+FeCrAl$		0,9150	0,9374	0,9385	0,9629
$U9-Mo+42HNM$		0,9028	0,9366	0,9384	0,9728
U_3Si_2+SiC/SiC		0,9159	0,9365	0,9345	0,9556

Co se týče hodnot koeficientu c_k , jejichž význam je pro různé intervaly shrnut v tabulce 1.1, liší se významně při porovnávání experimentu s různými druhy mříží. Pro nekonečné mříže s bórem není sledována téměř žádná podobnost mezi nejistotami koeficientu násobení s experimentálním souborem (pro různá paliva je c_k od -0,1157 do 0,2223), v tomto případě jsou dokonce některé hodnoty c_k záporné. To pravděpodobně souvisí s velikostí aktivní zóny reaktoru VR-1, únikem neutronů z ní a jejím spíše homogenním chováním. Pro některé koncepty ATF je sledována velmi malá míra podobnosti alespoň s nekonečnou mříží bez bóru (c_k od 0,1730 do 0,4388). Avšak při porovnání se soubory ve středu konečné mříže jsou pro experimenty sledovány velmi malé a malé míry podobnosti, pro soubory na periferii konečné mříže bez bóru jsou pro některé typy sledovány dokonce dostatečné míry podobnosti. Nejvyšší podobnosti jsou sledovány mezi experimentem a soubory na periferii konečné mříže při použití konceptů ATF - $UO_2+FeCrAl$ (0,7439) a $UO_2+42HNM$ (0,7188). Naopak nejnižší jsou podobnosti nejistot koeficientu násobení pro palivo ve formě U_3Si_2+SiC/SiC .

Z hlediska podobnosti neutronově-fyzikálního chování, jenž je sledováno podobnostními koeficienty E a P_{spect} , je možné z tabulek 7.5 a 7.6 vyčíst, že bylo dosaženo poměrně vysoké míry podobnosti. Již v grafu 7.1 bylo ukázáno, že se povedlo v experimentálních souborech dosáhnout dostatečně tvrdého spektra a že odlišnosti jsou sledovány spíše v oblasti píku tepelných neutronů. S touto skutečností však z technických důvodů souvisejících s teplotou materiálů v reaktoru VR-1 není možné provést nic. Podobnost energetických neutronových spekter je poměrně vysoká i při porovnání s nekonečnou mříží s bórem (P_{spect} přes 0,9). Pro palivové soubory v konečné mříži je dokonce dosahováno koeficientů P_{spect} kolem 0,95 až 0,97.

Obdobně jsou poměrně vysoké také hodnoty podobnostních koeficientů citlivostních spekter E . Pro nekonečnou mříž s bórem se sice pohybují kolem hodnoty 0,8, pro nekonečnou mříž bez bórů a soubory v konečných palivových mřížích se hodnoty tohoto koeficientu pohybují v intervalu od 0,84 do 0,91. Oproti koeficientu c_k nejsou v případě koeficientů E a P_{spect} vidět větší rozdíly mezi zkoumanými koncepty ATF. Vypadá to však, že podobnosti s nekonečnými mřížemi jsou nižší pro palivo $U9-Mo+42HNM$, pro toto palivo jsou však podobnosti vyšší s konečnými mřížemi.

Celkově je možné říci, že z hlediska neutronově-fyzikálního chování (koeficienty E a P_{spect}) jsou experimentální ATF soubory v konfiguraci aktivní zóny EX1 reaktoru VR-1 dostatečně podobné všem zkoumaným palivovým mřížím reaktoru VVER-1000. Z perspektivy podobnostní nejistoty koeficientu násobení způsobené neurčitostmi zhodnocených jaderných dat, je však experiment srovnatelný jen se soubory v konečné mříži a to spíše s těmi na její periferii. Podobnosti s nekonečnou mříží jsou buďto velice malé, nebo dokonce žádné. Vyšší podobnosti by možná byly sledovány ve vychlazených mřížích s teplotou blízko té pokojové. V těchto mřížích je však z důvodu požadované podkritičnosti nutné uvažovat koncentraci kyseliny borité ještě vyšší, než v případě provozního stavu reaktoru. Bór v mřížích však způsoboval snižování podobnostních koeficientů.

7.4. Praktická proveditelnost experimentu a naplnění bezpečnostních limitů VR-1

Při optimalizaci geometrie experimentu s proutky ATF v aktivní zóně reaktoru VR-1 bylo požadováno pouze to, aby byly konfigurace nadkritické. Proto například nebyly v konfiguraci EX3 grafitové bloky kolem celé mřížky proutků ATF, protože tato konfigurace již byla podkritická. Návrh experimentů neuvažoval, jestli je možné dosáhnout kritického stavu a případně v jakých pozicích a polohách by musely být absorpční tyče. Také je nutné uvážit zdali by taková aktivní zóna naplňovala některé bezpečnostní požadavky.

Koeficient násobení aktivní zóny EX1 reaktoru VR-1 se pro různé použité ATF pohybuje kolem hodnoty 1,075, což představuje reaktivitu asi $9 \beta_{eff}$. Pro tuto aktivní zónu by se nepovedlo dosáhnout kritického stavu (nulové reaktivity) ani za pomoci řídicích a experimentálních absorpčních tyčí. Z toho vyplývá, že pro reálnou možnost uskutečnění experimentu je nutné konfiguraci aktivní zóny dále upravit. Během úprav a hledání kritického stavu musí být odstraněny některé palivové články IRT-4M a přidány bezpečnostní, experimentální a řídicí tyče.

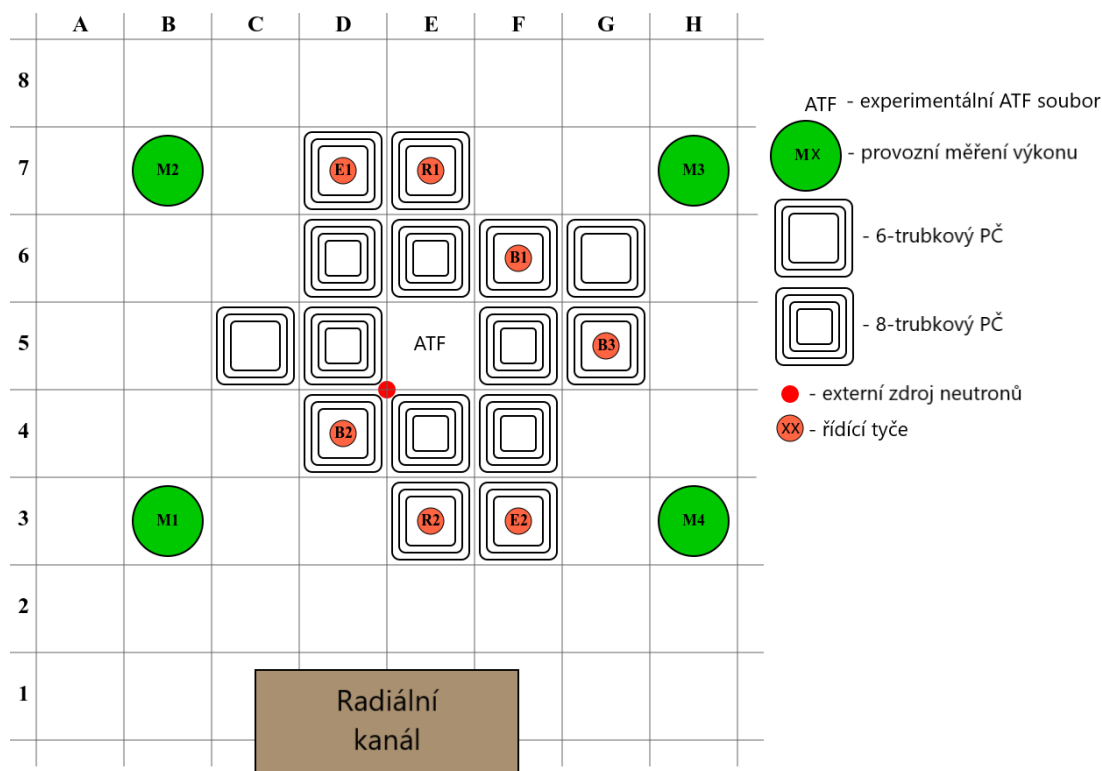
Na upravenou konfiguraci a kritický stav v ní je kladeno několik požadavků. Kritický stav musí být dosažen se všemi bezpečnostními tyčemi v horní koncové poloze a s experimentálními v předem definované poloze. Dále reaktivita odstaveného reaktoru (se všemi absorpčními tyčemi v dolní koncové poloze) musí být menší než $-3 \beta_{eff}$. [42]

Další hodnota, která je limitovaná, je provozní přebytek reaktivity¹. Ten je definován jako uvolněná reaktivita reaktoru, pokud jsou z kritického stavu vytaženy obě řídicí tyče do horní koncové polohy (experimentální tyče zůstávají ve svých předem definovaných polohách). Je požadováno aby PPR nepřekročilo $0,7 \beta_{eff}$, z praktických důvodů bývají navrhovány konfigurace aktivní zóny s PPR kolem $0,6 \beta_{eff}$. [42]

¹PPR - Provozní přebytek reaktivity

Maximální přebytek reaktivity² je definován jako reaktivita reaktoru se všemi absorpčními tyčemi vytaženými do horní koncové polohy a není limitována žádnou konkrétní hodnotou, nýbrž souvisí kompenzačními schopnostmi absorpčních tyčí. Kompenzační schopnost absorpční tyče je záporná reaktivita, která je vnesena jejím úplným zasunutím ze své polohy kritického stavu. Součet kompenzačních schopností absorpčních tyčí bez té nejtěžší (bez té s největší kompenzační schopností) musí být alespoň 1,5 krát vyšší než MPR. Podíl součtu kompenzačních schopností tyčí bez té nejtěžší a MPR je nazýván účinnost bezpečnostních ochran. Všechny tyto základní bezpečnostní limity musí navržená aktivní zóna a její kritický stav splňovat. [42]

Hledání konfigurace aktivní zóny a kritického stavu v ní bylo prováděno s experimentálním ATF souborem, který v konfiguraci aktivní zóny EX1 dosahoval nejvyšší reaktivity - jedná se o klasické palivo $UO_2 + E110$. Jak se během výpočtů ukázalo, aby byla nalezena zóna s kritickým stavem splňující výše popsané limity, bylo nutné konfiguraci EX1 ztlačit a odebrat poměrně velký počet palivových článků IRT-4M. Nakonec byla nalezena konfigurace aktivní zóny, jejíž schéma je na následujícím obrázku 7.6. Tato konfigurace bude označována zkratkou CX1.



Obrázek 7.6.: Schéma konfigurace CX1 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.

V konfiguraci aktivní zóny CX1 reaktoru VR-1 s experimentálním souborem 38 palivových proutků ($UO_2 + E110$) s roztečí 10,85 mm je dosaženo kritického stavu s absorpčními tyčemi v následujících polohách: řídící tyč R2 v poloze 334 mm, experimentální tyče E1 a E2 v poloze 405 mm, ostatní tyče v horní koncové poloze

²MPR - Maximální přebytek reaktivity

(680 mm). Hodnoty odstavné reaktivity, PPR, MPR, kompenzačních schopností tyčí a účinnosti bezpečnostních ochran spolu s jejich limitními hodnotami, jsou-li limitovány, jsou v tabulce 7.7. Je vhodné zmínit, že kompenzačními schopnostmi tyčí se myslí jejich váhy pouze v případě tyčí vytažených do horní koncové polohy (tyče B1, B2, B3 a R1). Pro ostatní tyče se jedná o vnesenou zápornou reaktivitu jejím úplným zasunutím z pozice v kritickém stavu. V tabulce je prezentována také hodnota efektivního podílu zpožděných neutronů β_{eff} dané aktivní zóny.

Z tabulky 7.7 je patrné, že aktivní zóna s tímto kritickým stavem splňuje základní bezpečnostní požadavky. Kdyby bylo zamýšleno prezentovaný experiment skutečně provést, bylo by nutné vypracovat podrobnější bezpečnostní analýzu, pro účely této práce je však dostatečné prokázání naplnění prezentovaných limitů. Pro reálné uskutečnění experimentu bude nutné vyřešit další technické problémy spojené například s upevněním proutků v definované pozici a usazení samotného experimentálního souboru v aktivní zóně. Všechny další konstrukční prvky Konstrukce budou totiž představovat další materiál, který by bylo potřeba modelovat také pro stochastické výpočty. Toto však v této práci také řešeno není, jelikož to není ani jejím účelem.

Tabulka 7.7.: Tabulka hodnotící plnění bezpečnostních limitů kritického stavu konfigurace aktivní zóny CX1 reaktoru VR-1. Všechny prezentované limity jsou splněny.

Parametr	Hodnota	Bezp. limit [42]
Efekt. podíl zpožděných neutronů β_{eff}	$7,83E-03 \pm 4,38E-05$	
Reaktivita kritického stavu reaktoru	$0,01 \pm 0,01 \beta_{eff}$	
Reaktivita odstaveného reaktoru	$-7,42 \pm 0,04 \beta_{eff}$	$\leq -3 \beta_{eff}$
PPR - Provozní přebytek reaktivity	$0,61 \pm 0,02 \beta_{eff}$	$\leq 0,7 \beta_{eff}$
MPR - Maximální přebytek reaktivity	$1,45 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče B1	$-1,90 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče B2	$-1,51 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče B3	$-1,13 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče E1	$-0,44 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče E2	$-0,39 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče R1	$-1,08 \pm 0,02 \beta_{eff}$	
Kompenzační schopnost tyče R2	$-0,33 \pm 0,01 \beta_{eff}$	
Součet kompenzačních schopností bez nejtěžší	$-4,88 \pm 0,04 \beta_{eff}$	
Účinnost bezpečnostních ochran	$3,37 \pm 0,05 \beta_{eff}$	$\geq 1,5$

7.5. Podobnostní analýza uskutečnitelného experimentu s proutky ATF

Při přechodu od idealizovaného experimentu v konfiguraci EX1 k reálně proveditelnému experimentu kritického stavu konfigurace CX1 došlo k výrazné změně počtu a umístění různých komponent aktivní zóny. Kromě toho, že byly ze zóny vytaženy některé palivové články IRT-4M, byly přidány také absorpční tyče. Částečné zasunutí tyčí E1, E2 a R2 v kritickém stavu se může podílet na deformaci neutronového

spektra, tyto tyče však byly umístěny na pozici dále od experimentálních souborů, narozdíl od například bezpečnostních tyčí B1 a B2. Navíc, i když jsou některé tyče v kritickém stavu plně vytaženy, na jejich pozicích zůstávají konstrukční materiály jejich vodících částí.

Poměrně podstatný zásah do konfigurace EX1 a její transformace na CX1 může mít zásadní vliv také na citlivosti sledovaného experimentálního ATF souboru a následně na její podobnosti s mřížemi palivových souborů reaktoru VVER-1000. Proto byla podobně jako v případě experimentu v konfiguraci EX1 provedena citlivostní analýza experimentálních souborů různých konceptů ATF v kritickém stavu konfigurace CX1. Kritický stav a naplnění bezpečnostních požadavků bylo sice počítáno pouze pro palivo $\text{UO}_2+\text{E110}$, je však možné očekávat, že pro další koncepty ATF se situace nebude příliš odlišovat.

V následujících tabulkách 7.8, 7.9 a 7.10 jsou vypočtené podobnostní koeficienty c_k , E a P_{spekt} výše zmíněných experimentálních ATF souborů s nekonečnými palivovými mřížemi a palivovými soubory ve středu a na periferii konečné palivové mříže reaktoru VVER-1000. Podle očekávání je sledován celkový pokles podobnostních koeficientů oproti experimentálním souborům v konfiguraci aktivní zóny EX1. Na druhou stranu není zmenšení podobností tak zásadní, jaké by mohlo být. Navíc různé tendence podobností pro různé materiály ATF zůstávají stejné pro obě konfigurace aktivní zóny EX1 a CX1.

Tabulka 7.8.: Podobnostní koeficienty c_k mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně CX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$.

c_k s mřížemi:	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
	ano	ne	ano	ne	ano	ne
Bór v mříži:						
$\text{UO}_2+\text{E110}$	-0,0648	0,1984	0,3035	0,4444	0,4875	0,6522
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	-0,0645	0,1923	0,2807	0,4560	0,4535	0,6379
UO_2+42HNM	0,1239	0,3346	0,4061	0,5086	0,5878	0,6824
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,1517	0,3725	0,4643	0,5395	0,5827	0,6943
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,1004	0,3218	0,3499	0,4847	0,5678	0,6707
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	-0,1570	0,1313	0,2265	0,4494	0,4463	0,6273

Tabulka 7.9.: Podobnostní koeficienty E mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně CX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$.

E s mřížemi:	Nekonečná		Konečná střed		Konečná periferie	
	ano	ne	ano	ne	ano	ne
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,8050	0,8892	0,8490	0,8972	0,8540	0,9073
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,8052	0,8886	0,8623	0,8910	0,8636	0,8961
UO_2+42HNM	0,8128	0,8859	0,8557	0,8944	0,8652	0,9075
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,8114	0,8862	0,8544	0,8952	0,8612	0,9064
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,7901	0,8827	0,8401	0,8912	0,8509	0,9079
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	0,8072	0,8898	0,8533	0,8986	0,8558	0,9091

Tabulka 7.10.: Podobnostní koeficienty P_{spect} mezi experimentálními soubory s proutky s roztečí 10,85 mm v aktivní zóně CX1 reaktoru VR-1 a různými druhy palivových mříží reaktoru VVER-1000. Proutky jsou z různých konceptů ATF a referenčního paliva $\text{UO}_2+\text{E110}$.

P_{spect} s mřížemi:	Nekonečná		Konečná	
	ano	ne	ano	ne
$\text{UO}_2+\text{E110}$	0,9150	0,9363	0,9326	0,9553
$\text{UO}_2+\text{E110Cr}$	0,9147	0,9358	0,9326	0,9552
UO_2+42HNM	0,9133	0,9376	0,9409	0,9676
$\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$	0,9156	0,9379	0,9390	0,9633
$\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$	0,9034	0,9371	0,9390	0,9730
$\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC/SiC}$	0,9155	0,9361	0,9342	0,9553

Závěr

V této diplomové práci byly splněny všechny pokyny pro vypracování ze zadání práce. V první části práce byla teoreticky popsána podstata analýzy citlivostí a nejistot koeficientu násobení reaktorových systémů a podobnostní analýza na ně navazující. V první kapitole byly také představeny běžně používané podobnostní koeficienty c_k a E , díky kterým je možné sledovat míru podobnosti mezi dvěma jadernými systémy. Podobnostní koeficient E sleduje podobnosti citlivostní dat, zatímco koeficient c_k se dívá na podobnosti skrze sdílenou nejistotu koeficientu násobení vlivem neurčitostí zhodnocených jaderných dat. Definován byl také vlastní podobnostní koeficient P_{spect} hodnotící podobnost energetických neutronových spekter jaderných systémů systémů. V druhé kapitole diplomové práce bylo také popsáno jakým způsobem je citlivostní analýza implementovaná do výpočetních kódů, především pak do stochastického transportního kódu Serpent, který byl pro citlivostní výpočty používán.

Za účelem podobnostní analýzy byl využit kód TSUNAMI-IP z balíku SCALE. Výstupní soubor citlivostní analýzy získaný kódem Serpent však není v požadovaném formátu SDF pro následující výpočty podobností kódem TSUNAMI-IP. Byl tedy vytvořen skript v programovacím jazyce C++, který transformuje soubor citlivostních dat z kódu Serpent do požadovaného formátu SDF.

V rešeršní části práce je třetí kapitola věnovaná konceptům ATF. Zabývá se motivací, kterou mají jednotliví aktéři na poli jaderného inženýrství k tomu, aby byly tyto nové druhy jaderných paliv nasazovány na jaderných elektrárnách. Popsány jsou bezpečnostní a ekonomické aspekty, které by měly být při vývoji ATF brány v potaz. Nachází se zde také přehled některých konkrétních konceptů a materiálů ATF. Čtvrtá kapitola diplomové práce je věnována popisu školního jaderného reaktoru VR-1 a jeho specifických palivových článků IRT-4M.

Pro podobnostní výpočty uvažovaného experimentu s ATF v reaktoru VR-1 je nutné vytvořit benchmarkové úlohy, které budou reprezentovat prostředí energetického tlakovodního reaktoru. Za tímto účelem byly vytvořeny dvě varianty mříží palivových souborů odpovídající referenčnímu tlakovodnímu reaktoru VVER-1000. Jedná se o nekonečnou mříž a konečnou mříž s 19 palivovými soubory (1 centrální, 6 v prvním prstenci a 12 v druhém prstenci). Citlivostní koeficienty byly navíc v konečné mříži počítány zvlášť pro centrální palivový soubor a pro periferní palivové soubory. Oba typy palivových mříží byly počítány zvlášť v nadkritickém stavu s čistou lehkou vodou a zvlášť s vodou obsahující kritickou koncentraci kyseliny borité.

Na základě vzájemné podobnostní analýzy nekonečných mříží reaktoru VVER-1000

a dalších praktických uváženích byl proveden užší výběr konceptů ATF pro experimenty v reaktoru VR-1. Skrze všechny koncepty ATF vykazovaly ty s pokrytím FeCrAl a 42HNM celkově nižší podobnosti s ostatními koncepty ATF. Proto byla pro další výpočty uvažována paliva $\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$ a UO_2+42HNM . Jako referenční bylo uvažováno současně používané palivo $\text{UO}_2+\text{E110}$, mezi dalšími koncepty je také nejjednodušší úprava referenčního paliva a to koncept $\text{UO}_2+\text{E110Cr}$. Mezi užší výběr konceptů ATF byly ještě zařazeny ty, které jsou v současnosti vyvíjeny a to $\text{U9-Mo}+42\text{HNM}$ a $\text{U}_3\text{Si}_2+\text{SiC}/\text{SiC}$.

Při porovnání provozních konfigurací aktivní zóny reaktoru VR-1 s mřížemi referenčního reaktoru VVER-1000 se potvrdilo, že je sledována jen velice malá podobnost. Toto souvisí s celkově malými rozměry aktivní zóny reaktoru VR-1, únikem neutronů z něj a také jeho kvazihomogenním chováním vlivem geometrie jeho palivových článků IRT-4M.

Dále bylo navrženo několik experimentálních souborů sestavených ze zkrácených palivových proutků konceptů ATF a také konfigurace aktivní zóny VR-1, ve kterých by byly tyto experimentální soubory umístěny. Ukázalo se, že pro podobnost s tlakovodním reaktorem je výhodné umístit experimentální soubor do středu aktivní zóny a kolem něj vložit pouze palivové články IRT-4M.

Bylo však zjištěno, že teoretický návrh optimalizované konfigurace aktivní zóny (označované EX1) reaktoru VR-1 by nebyl prakticky proveditelný. Reaktor by byl totiž výrazně nadkritický a ani pomocí absorpčních tyčí by nebylo možné dosáhnout kritického stavu. Konfigurace reaktoru EX1 by navíc vůbec nesplňovala bezpečnostní požadavky na provoz reaktoru.

V rámci optimalizace byla nalezena konfigurace aktivní zóny CX1 a kritický stav v ní takový, aby byly splněny základní bezpečnostní požadavky na provozní přebytek reaktivity, účinnost bezpečnostních ochran a reaktivitu odstaveného reaktoru. Pro experimentální ATF soubory v konfiguraci CX1 reaktoru VR-1 byla provedena citlivostní analýza a díky podobnostní analýze byly spočítány podobnostní koeficienty c_k , E a P_{spect} vůči referenčním mřížím reaktoru VVER-1000. Tyto konečné výsledky jsou shrnuty v tabulkách 7.8, 7.9 a 7.10.

Vzhledem ke sdílené nejistotě koeficientu násobení prezentované podobnostními koeficienty c_k , není možné mezi experimentálními soubory a nekonečnou mříží reaktoru VVER-1000 sledovat téměř žádnou podobnost. Velmi malé ($c_k \geq 0,2$) a malé ($c_k \geq 0,5$) podobnosti jsou sledovány při porovnání experimentálních souborů s centrálními palivovými soubory v konečných mřížích. Malé podobnosti jsou sledovány také při porovnání s periferními palivovými soubory konečné mříže s kritickou koncentrací bóru. Pro periferní soubory v konečné mříži bez bóru se hodnoty koeficientů c_k některých konceptů ATF ($\text{UO}_2+\text{FeCrAl}$ a UO_2+42HNM) přibližují dostatečné míře podobnosti ($c_k \geq 0,7$).

Zatímco hodnoty podobnostních koeficientů c_k nejsou příliš velké, podobnostní koeficienty E a P_{spect} lépe reprezentující neutronově-fyzikální chování reaktoru dosa-

hují výrazně vyšších hodnot. Především co se týče P_{spect} a porovnání energetických neutronových spekter, ukazuje se, že se v experimentálních souborech povedlo dosáhnout dostatečně tvrdého neutronového spektra, které je velice podobné tomu v referenčních mřížích reaktoru VVER-1000.

Celkově je tedy možné říci, že experimentální ATF soubory v konfiguraci CX1 reaktoru VR-1 jsou z hlediska neutronově-fyzikálního chování dostatečně podobné referenčním palivovým mřížím energetického tlakovodního reaktoru VVER-1000. Na druhou stranu z úhlu pohledu nejistot koeficientu násobení vlivem neurčitostí zhodnocených jaderných dat se experimentální soubory palivovým mřížím příliš nepodobají. Míru podobnosti blízkou té dostatečné je možné sledovat pouze se soubory na periférii uvažované konečné mříže VVER-1000 bez bóru.

Ačkoliv je v této práci uvažován referenční energetický reaktor s trojúhelníkovou mříží, bylo zajímavé uvažovat také referenční čtvercové mříže a čtvercové experimentální soubory. Vzhledem k tomu, že čtvercové mříže jsou obecně lépe modерованé než trojúhelníkové, mohly by být pozorovány vyšší podobnosti a experiment s ATF v reaktoru VR-1 by tak byl hodnotnější. Čtvercovou mříž by bylo zajímavé uvažovat také vzhledem k uchazečům na stavbu nových jaderných zdrojů v České republice. Analýzou čtvercových mříží je na tuto diplomovou práci možné dále navázat i vzhledem k tomu, že je již připravena výpočetní struktura. Je tedy možné provést citlivostní výpočet kódem Serpent, použít skript pro transformaci citlivostních dat do formátu SDF a následně provést podobnostní výpočty kódem TSUNAMI-IP. Navazující analýzy by se mohly zabývat také profilovanými palivovými soubory, nebo palivovými soubory s vyhořívajícím absorbátorem.

Bibliografie

- [1] D. Celárek. *Studium podobnosti aktivních zón Školního reaktoru VR-1 a lehkovodných mříží*. Výzkumný úkol, KJR FJFI ČVUT v Praze, 2022.
- [2] W.A. Wieselquist, R.A. Lefebvre a M.A. Jessee. *SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.4*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2020.
- [3] W. Wieselquist et al. *Overview of Nuclear Data Uncertainty in Scale and Application to Light Water Reactor Uncertainty Analysis*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2018.
- [4] J. Lüley et al. *Sensitivity Analysis in Nuclear Power Engineering*. Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, STU v Bratislavě, Slovensko, 2014.
- [5] H. Kando, T. Iwazumi a Y. Hattori. *Consideration of Eigenvalue Sensitivity for a Reactor System*. Musashino Electrical Communication Laboratory, Tokio a Institute of Atomic Energy, Kyoto University, Kjóto, Japonsko, 1970.
- [6] J. Leppänen et al. *The Serpent Monte Carlo code Status, development and applications in 2013*. VTT Technical Research Centre of Finland, Finsko, 2013.
- [7] D. Celárek. *Analýza citlivostí a nejistot koeficientu násobení palivových mříží tlakovodných reaktorů pomocí nástrojů SCALE*. Diplomová práce, KJR FJFI ČVUT v Praze, 2021.
- [8] W.J. Marshall, J.B. Clarity a Rearden B.T. *A Review of TSUNAMI Applications*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2020.
- [9] H. Ziani et al. *Eigenvalue sensitivity and nuclear data uncertainty analysis for the Moroccan TRIGA Mark II research reactor using SCALE6.2 and MCNP6.2*. Radiations a Nuclear Systems Laboratory, Abdelmalek Essaadi University, Faculty of Sciences a CEN of Maamora, CNESTEN, Moroko, 2021.
- [10] P. Talou. *Nuclear Reactors, Evaluations, Library Development*. Los Alamos National Laboratory, USA, 2014.
- [11] D.L. Smith. *Nuclear Data and Measurements Series: A Least-Squares Computational "Tool Kit"*. Argonne National Laboratory, USA, 1993.
- [12] R. Capote¹, D.L. Smith² a A. Trkov³. *Nuclear data evaluation methodology including estimates of covariances*. ¹Nuclear Data Section, International Atomic Energy Agency, Rakousko, ²Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, USA a ³Jozef Stefan Institute, Slovinsko, 2010.
- [13] Y. Zheng et al. *Sensitivity analysis and similarity evaluation of sodium-cooled fast reactor in large size*. School of Nuclear Science a Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an, Čína, 2018.

- [14] G. Radulescu, D.E. Mueller a J.C. Wagner. *Sensitivity and Uncertainty Analysis of Commercial Reactor Criticals for Burnup Credit*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2018.
- [15] M. Dahmani a D. Kastanya. *Use of sensitivity and uncertainty analysis in reactor design verification. Part I: TSUNAMI analysis*. Reactor Physics Department, Candu Energy Inc., Kanada, 2013.
- [16] E. Alhassan et al. *Selecting benchmarks for reactor simulations An application to a lead fast reactor*. Division of Applied Nuclear Physics, Department of Physics a Astronomy, Uppsala University, Švédsko, 2016.
- [17] J. Lüley¹ et al. *Sensitivity and Uncertainty Analysis of the GFR MOX Fuel Subassembly*. ¹Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, STU v Bratislavě, Slovensko a ²Laboratory for Reactor Physics a Systems Behaviour, Paul Scherrer Institute, Švýcarsko, 2014.
- [18] J.J. Powers et al. *Sensitivity/uncertainty analyses comparing LR-0 reactor experiments containing FLiBe salt with models for molten-salt-cooled and molten-salt-fueled reactors*. Oak Ridge National Laboratory, USA a The Pennsylvania State University, USA a Cenrum výzkumu Řež, Česká republika, 2018.
- [19] F. Bostelmann et al. *Modeling of the Molten Salt Reactor Experiment with SCALE*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2021.
- [20] Ch.M. Perfetti. *Advanced Monte Carlo Methods for Eigenvalue Sensitivity Coefficient Calculations*. The University of Michigan, USA, Disertační práce, 2012.
- [21] J. Lüley. *Dynamika pokročilých reaktorov na rýchlych neutrónoch*. Fakulta elektrotechniky a informatiky STU v Bratislavě, Slovensko, Disertační práce, 2016.
- [22] Y. Ronen. *CRC handbook of nuclear reactors calculations. Vol. III*. USA, 1986.
- [23] J. Lüley¹, B. Vrban¹ a S. Kim². *APSTRACT: Development and validation of sensitivity analysis code*. ¹Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva, STU v Bratislavě, Slovensko a ²KAERI, Fast Reactor Development Division, Korea, 2014.
- [24] M. Aufiero et al. *A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT*. LPSC, Université Grenoble-Alpes, Francie a LRS NES PSI, Švýcarsko a VTT Technical Research Centre of Finland, Finsko a Nuclear Systems Design a Analysis Division, Idaho National Laboratory, USA, 2015.
- [25] N. Terranova a A. Zoia. *Generalized Iterated Fission Probability for Monte Carlo eigenvalue calculations*. Den-Service d'études des réacteurs et de mathématiques appliquées (SERMA), CEA, Université Paris-Saclay, Francie, 2017.
- [26] G. Truchet et al. *Computing adjoint-weighted kinetics parameters in TRIPOLI-4 by the Iterated Fission Probability method*.
- [27] Ch.M. Perfetti a B.T. Rearden. *Development of a Generalized Perturbation Theory Method for Sensitivity Analysis Using Continuous-Energy Monte Carlo Methods*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2015.

- [28] X. Peng et al. *Development of continuous-energy sensitivity analysis capability in OpenMC*. Department of Nuclear Science a Engineering, Massachusetts Institute of Technology, USA a Nuclear Power Institute of China, Čína.
- [29] B.C. Kiedrowski a F.B. Brown. *Adjoint-based k-eigenvalue sensitivity coefficients to nuclear data using continuous-energy Monte Carlo*. Los Alamos National Laboratory, USA, 2013.
- [30] M. Ševeček. *Podklady k autorově přednášce předmětu Termomechanika paliva*. KJR FJFI ČVUT v Praze, 2022.
- [31] K. Hirose. *2011 Fukushima Dai-ichi nuclear power plant accident summary of regional radioactive deposition monitoring results*. Department of Materials, Life Sciences, Faculty of Science a Technology, Sophia University, Japonsko a Geosphere Research Institute, Saitama University, Japonsko, 2011.
- [32] J. Carmack et al. *Overview of the U.S. DOE Accident Tolerant Fuel Development Program*. Idaho National Laboratory, USA, 2013.
- [33] *Narřízení komise v přenesené pravomoci (EU) 2022/1214*. Evropská komise, 2022.
- [34] M. Bragg-Sitton. *Light Water Reactor Sustainability Program, Advanced LWR Nuclear Fuel Cladding System Development, Technical Program Plan*. Idaho National Laboratory, USA, 2012.
- [35] K.A. Terrani. *Accident tolerant fuel cladding development: Promise, status, and challenges*. Oak Ridge National Laboratory, USA, 2017.
- [36] X. Zhang et al. *An improved method for hydrogen deflagration to detonation transition prediction under severe accidents in nuclear power plants*. Department of Engineering Physics, Tsinghua University a Science and Technology on Reactor System Design Technology Laboratory, Nuclear Power Institute of China a Institute for Advanced Study, Shenzhen University, Shenzhen, Čína, 2019.
- [37] H. Chen, X. Wang a R. Zhang. *Application and Development Progress of Cr-Based Surface Coatings in Nuclear Fuel Element: I. Selection, Preparation, and Characteristics of Coating Materials*. Nuclear Power Institute of China, Čína, 2020.
- [38] F. Fejt et al. *Study on neutronics of VVER-1200 with accident tolerant fuel cladding*. KJR FJFI ČVUT v Praze, 2018.
- [39] I. Younker a M. Fratoni. *Neutronic evaluation of coating and cladding materials for accident tolerant fuels*. The Pennsylvania State University, USA a University of California, USA, 2015.
- [40] P. Suk et al. *Neutronic Performance of VVER-1200 reactor with Advanced Fuel and Cladding Materials*. KJR FJFI ČVUT v Praze, 2022.
- [41] O. Novák et al. *Geometry Optimization of Dispersed U-Mo Fuel for Light Water Reactors*. KJR FJFI ČVUT v Praze, 2022.
- [42] L. Sklenka et al. *Bezpečnostní zpráva školního reaktoru VR-1*. KJR FJFI ČVUT v Praze, 2017.

- [43] C.J. Werner (editor). *MCNP Users Manual - Code Version 6.2*. Los Alamos National Laboratory, USA, 2018.

A. Kritické koncentrace kyseliny borité nekonečných palivových mříží

Tabulka A.1.: Tabulka kritických koncentrací kyseliny borité H_3BO_3 , respektive atomových zlomků bóru ^{10}B , nekonečných palivových mříží ATF reaktoru VVER-1000.

Koncept ATF	Atomový zlomek ^{10}B	Koncentrace H_3BO_3 ve vodě H_2O (ppm)
$U_3Si_2+42HNM$	6,07E-04	1825
U_3Si_2+E110	5,24E-04	1575
$U_3Si_2+FeCrAl$	5,57E-04	1674
U_3Si_2+SiC/SiC	5,24E-04	1575
$U_3Si_2+E110Cr$	5,19E-04	1560
$U9-Mo+42HNM$	8,50E-04	2558
$U9-Mo+E110$	7,37E-04	2217
$U9-Mo+FeCrAl$	7,88E-04	2370
$U9-Mo+SiC/SiC$	7,44E-04	2239
$U9-Mo+E110Cr$	7,32E-04	2203
$UN(^{15}N)+42HNM$	5,70E-04	1714
$UN(^{15}N)+E110$	4,89E-04	1470
$UN(^{15}N)+FeCrAl$	5,18E-04	1559
$UN(^{15}N)+SiC/SiC$	4,86E-04	1461
$UN(^{15}N)+E110Cr$	4,84E-04	1455
$UN(\text{přírod.})+42HNM$	6,07E-04	1824
$UN(\text{přírod.})+E110$	5,43E-04	1632
$UN(\text{přírod.})+FeCrAl$	5,66E-04	1702
$UN(\text{přírod.})+SiC/SiC$	5,44E-04	1635
$UN(\text{přírod.})+E110Cr$	5,39E-04	1621
$UO_2+42HNM$	6,28E-04	1890
UO_2+E110	5,43E-04	1631
$UO_2+FeCrAl$	5,77E-04	1736
UO_2+SiC/SiC	5,46E-04	1643
$UO_2+E110Cr$	5,39E-04	1620
$UZr+42HNM$	4,08E-04	1226
$UZr+E110$	3,89E-04	1169
$UZr+FeCrAl$	3,87E-04	1163
$UZr+SiC/SiC$	3,87E-04	1162
$UZr+E110Cr$	3,85E-04	1156

B. Vybrané podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi ATF reaktoru VVER-1000

Tabulka B.1.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi bez bóru. Porovnávají jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny FeCrAl.

Koeficienty c_k	FeCrAl					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	0,7006	0,6789	0,7260	0,7512	0,6815	0,6813
U ₃ Si ₂ +E110	0,7927	0,7557	0,8289	0,8482	0,7663	0,7830
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	1,0000	0,9898	0,9890	0,9758	0,9958	0,9947
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,7937	0,7526	0,8279	0,8469	0,7664	0,7755
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,7933	0,7562	0,8297	0,8489	0,7667	0,7836
U9-Mo+42HNM	0,7663	0,7687	0,7758	0,8059	0,7570	0,7475
U9-Mo+E110	0,8774	0,8710	0,8912	0,9135	0,8642	0,8686
U9-Mo+FeCrAl	0,9898	1,0000	0,9684	0,9628	0,9931	0,9845
U9-Mo+SiC/SiC	0,8861	0,8754	0,8990	0,9196	0,8716	0,8698
U9-Mo+E110Cr	0,8782	0,8712	0,8930	0,9146	0,8644	0,8694
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,7227	0,6914	0,7677	0,7806	0,6938	0,7054
UN(¹⁵ N)+E110	0,7859	0,7409	0,8403	0,8468	0,7511	0,7782
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,9890	0,9684	1,0000	0,9800	0,9742	0,9842
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,7877	0,7386	0,8410	0,8468	0,7517	0,7729
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,7858	0,7402	0,8411	0,8469	0,7503	0,7779
UN(přírod.)+42HNM	0,7252	0,7040	0,7574	0,8087	0,7035	0,7061
UN(přírod.)+E110	0,7776	0,7444	0,8185	0,8711	0,7503	0,7666
UN(přírod.)+FeCrAl	0,9758	0,9628	0,9800	1,0000	0,9653	0,9678
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,7787	0,7419	0,8183	0,8715	0,7506	0,7614
UN(přírod.)+E110Cr	0,7782	0,7446	0,8198	0,8717	0,7504	0,7671
UO ₂ +42HNM	0,6810	0,6660	0,6976	0,7285	0,6694	0,6615
UO ₂ +E110	0,7876	0,7580	0,8146	0,8410	0,7695	0,7782
UO ₂ +FeCrAl	0,9958	0,9931	0,9742	0,9653	1,0000	0,9912
UO ₂ +SiC/SiC	0,7891	0,7559	0,8126	0,8400	0,7709	0,7703
UO ₂ +E110Cr	0,7887	0,7589	0,8160	0,8421	0,7704	0,7791
UZr+42HNM	0,6899	0,6660	0,7192	0,7401	0,6695	0,6812
UZr+E110	0,7729	0,7358	0,8113	0,8279	0,7468	0,7773
UZr+FeCrAl	0,9947	0,9845	0,9842	0,9678	0,9912	1,0000
UZr+SiC/SiC	0,7832	0,7415	0,8208	0,8369	0,7556	0,7796
UZr+E110Cr	0,7737	0,7366	0,8123	0,8288	0,7474	0,7781

Tabulka B.2.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi bez bóru. Porovnávány jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny 42HNM.

Koeficienty c_k	42HNM					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	1,0000	0,9799	0,9870	0,9785	0,9956	0,9939
U ₃ Si ₂ +E110	0,8561	0,8475	0,8838	0,8863	0,8318	0,8526
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	0,7006	0,7663	0,7227	0,7252	0,6810	0,6899
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,8574	0,8447	0,8828	0,8854	0,8323	0,8453
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,8580	0,8492	0,8857	0,8881	0,8336	0,8547
U9-Mo+42HNM	0,9799	1,0000	0,9606	0,9660	0,9808	0,9693
U9-Mo+E110	0,8448	0,8843	0,8602	0,8756	0,8286	0,8374
U9-Mo+FeCrAl	0,6789	0,7687	0,6914	0,7040	0,6660	0,6660
U9-Mo+SiC/SiC	0,8503	0,8860	0,8652	0,8789	0,8329	0,8353
U9-Mo+E110Cr	0,8469	0,8857	0,8633	0,8776	0,8303	0,8398
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,9870	0,9606	1,0000	0,9789	0,9711	0,9842
UN(¹⁵ N)+E110	0,8420	0,8244	0,8905	0,8783	0,8089	0,8427
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,7260	0,7758	0,7677	0,7574	0,6976	0,7192
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,8438	0,8221	0,8911	0,8783	0,8097	0,8373
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,8426	0,8245	0,8922	0,8790	0,8090	0,8434
UN(přírod.)+42HNM	0,9785	0,9660	0,9789	1,0000	0,9687	0,9704
UN(přírod.)+E110	0,8418	0,8368	0,8747	0,9100	0,8162	0,8369
UN(přírod.)+FeCrAl	0,7512	0,8059	0,7806	0,8087	0,7285	0,7401
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,8432	0,8345	0,8747	0,9105	0,8169	0,8317
UN(přírod.)+E110Cr	0,8432	0,8377	0,8769	0,9111	0,8171	0,8383
UO ₂ +42HNM	0,9956	0,9808	0,9711	0,9687	1,0000	0,9886
UO ₂ +E110	0,8553	0,8546	0,8722	0,8832	0,8395	0,8506
UO ₂ +FeCrAl	0,6815	0,7570	0,6938	0,7035	0,6694	0,6695
UO ₂ +SiC/SiC	0,8578	0,8535	0,8708	0,8831	0,8421	0,8434
UO ₂ +E110Cr	0,8579	0,8568	0,8749	0,8855	0,8420	0,8531
UZr+42HNM	0,9939	0,9693	0,9842	0,9704	0,9886	1,0000
UZr+E110	0,8321	0,8225	0,8624	0,8629	0,8079	0,8429
UZr+FeCrAl	0,6813	0,7475	0,7054	0,7061	0,6615	0,6812
UZr+SiC/SiC	0,8434	0,8294	0,8726	0,8725	0,8178	0,8463
UZr+E110Cr	0,8344	0,8246	0,8646	0,8650	0,8099	0,8453

Tabulka B.3.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi bez bóru. Porovnávají jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny E110.

Koeficienty c_k	E110					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	0,8561	0,8448	0,8420	0,8418	0,8553	0,8321
U ₃ Si ₂ +E110	1,0000	0,9666	0,9890	0,9740	0,9949	0,9897
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	0,7927	0,8774	0,7859	0,7776	0,7876	0,7729
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,9939	0,9556	0,9816	0,9669	0,9867	0,9714
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,9998	0,9666	0,9892	0,9743	0,9945	0,9897
U9-Mo+42HNM	0,8475	0,8843	0,8244	0,8368	0,8546	0,8225
U9-Mo+E110	0,9666	1,0000	0,9454	0,9462	0,9711	0,9540
U9-Mo+FeCrAl	0,7557	0,8710	0,7409	0,7444	0,7580	0,7358
U9-Mo+SiC/SiC	0,9662	0,9948	0,9447	0,9443	0,9680	0,9426
U9-Mo+E110Cr	0,9673	0,9998	0,9471	0,9471	0,9711	0,9546
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,8838	0,8602	0,8905	0,8747	0,8722	0,8624
UN(¹⁵ N)+E110	0,9890	0,9454	1,0000	0,9701	0,9737	0,9810
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,8289	0,8912	0,8403	0,8185	0,8146	0,8113
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,9851	0,9364	0,9955	0,9653	0,9676	0,9669
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,9877	0,9436	0,9998	0,9694	0,9716	0,9796
UN(přírod.)+42HNM	0,8863	0,8756	0,8783	0,9100	0,8832	0,8629
UN(přírod.)+E110	0,9740	0,9462	0,9701	1,0000	0,9671	0,9616
UN(přírod.)+FeCrAl	0,8482	0,9135	0,8468	0,8711	0,8410	0,8279
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,9700	0,9376	0,9653	0,9962	0,9614	0,9486
UN(přírod.)+E110Cr	0,9739	0,9458	0,9709	0,9999	0,9664	0,9614
UO ₂ +42HNM	0,8318	0,8286	0,8089	0,8162	0,8395	0,8079
UO ₂ +E110	0,9949	0,9711	0,9737	0,9671	1,0000	0,9854
UO ₂ +FeCrAl	0,7663	0,8642	0,7511	0,7503	0,7695	0,7468
UO ₂ +SiC/SiC	0,9888	0,9607	0,9649	0,9598	0,9926	0,9659
UO ₂ +E110Cr	0,9950	0,9711	0,9743	0,9675	0,9998	0,9852
UZr+42HNM	0,8526	0,8374	0,8427	0,8369	0,8506	0,8429
UZr+E110	0,9897	0,9540	0,9810	0,9616	0,9854	1,0000
UZr+FeCrAl	0,7830	0,8686	0,7782	0,7666	0,7782	0,7773
UZr+SiC/SiC	0,9959	0,9546	0,9865	0,9666	0,9890	0,9944
UZr+E110Cr	0,9897	0,9543	0,9813	0,9620	0,9850	0,9998

Tabulka B.4.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi s bórem. Porovnávány jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny FeCrAl.

Koeficienty c_k	FeCrAl					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	0,8345	0,8202	0,8460	0,8592	0,8178	0,8021
U ₃ Si ₂ +E110	0,8899	0,8627	0,9111	0,9144	0,8646	0,8611
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	1,0000	0,9894	0,9906	0,9843	0,9939	0,9922
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,8908	0,8600	0,9120	0,9139	0,8638	0,8557
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,8901	0,8628	0,9114	0,9146	0,8648	0,8613
U9-Mo+42HNM	0,8652	0,8757	0,8618	0,8843	0,8611	0,8392
U9-Mo+E110	0,9300	0,9283	0,9351	0,9455	0,9180	0,9083
U9-Mo+FeCrAl	0,9894	1,0000	0,9699	0,9729	0,9928	0,9846
U9-Mo+SiC/SiC	0,9351	0,9300	0,9397	0,9489	0,9216	0,9079
U9-Mo+E110Cr	0,9300	0,9286	0,9345	0,9454	0,9185	0,9087
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,8482	0,8243	0,8761	0,8773	0,8204	0,8127
UN(¹⁵ N)+E110	0,8812	0,8457	0,9181	0,9096	0,8462	0,8496
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,9906	0,9699	1,0000	0,9842	0,9724	0,9767
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,8812	0,8418	0,9185	0,9084	0,8439	0,8442
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,8814	0,8457	0,9181	0,9099	0,8464	0,8500
UN(přírod.)+42HNM	0,8426	0,8301	0,8578	0,8911	0,8247	0,8103
UN(přírod.)+E110	0,8785	0,8536	0,9033	0,9291	0,8524	0,8491
UN(přírod.)+FeCrAl	0,9843	0,9729	0,9842	1,0000	0,9734	0,9710
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,8795	0,8500	0,9055	0,9293	0,8505	0,8444
UN(přírod.)+E110Cr	0,8787	0,8535	0,9038	0,9293	0,8521	0,8490
UO ₂ +42HNM	0,8142	0,8092	0,8151	0,8373	0,8088	0,7864
UO ₂ +E110	0,8861	0,8670	0,8977	0,9094	0,8714	0,8616
UO ₂ +FeCrAl	0,9939	0,9928	0,9724	0,9734	1,0000	0,9926
UO ₂ +SiC/SiC	0,8893	0,8658	0,9013	0,9112	0,8723	0,8577
UO ₂ +E110Cr	0,8860	0,8673	0,8972	0,9092	0,8719	0,8617
UZr+42HNM	0,8089	0,7968	0,8171	0,8328	0,7972	0,7895
UZr+E110	0,8740	0,8495	0,8918	0,8988	0,8542	0,8597
UZr+FeCrAl	0,9922	0,9846	0,9767	0,9710	0,9926	1,0000
UZr+SiC/SiC	0,8822	0,8532	0,9011	0,9060	0,8595	0,8612
UZr+E110Cr	0,8744	0,8497	0,8926	0,8993	0,8543	0,8600

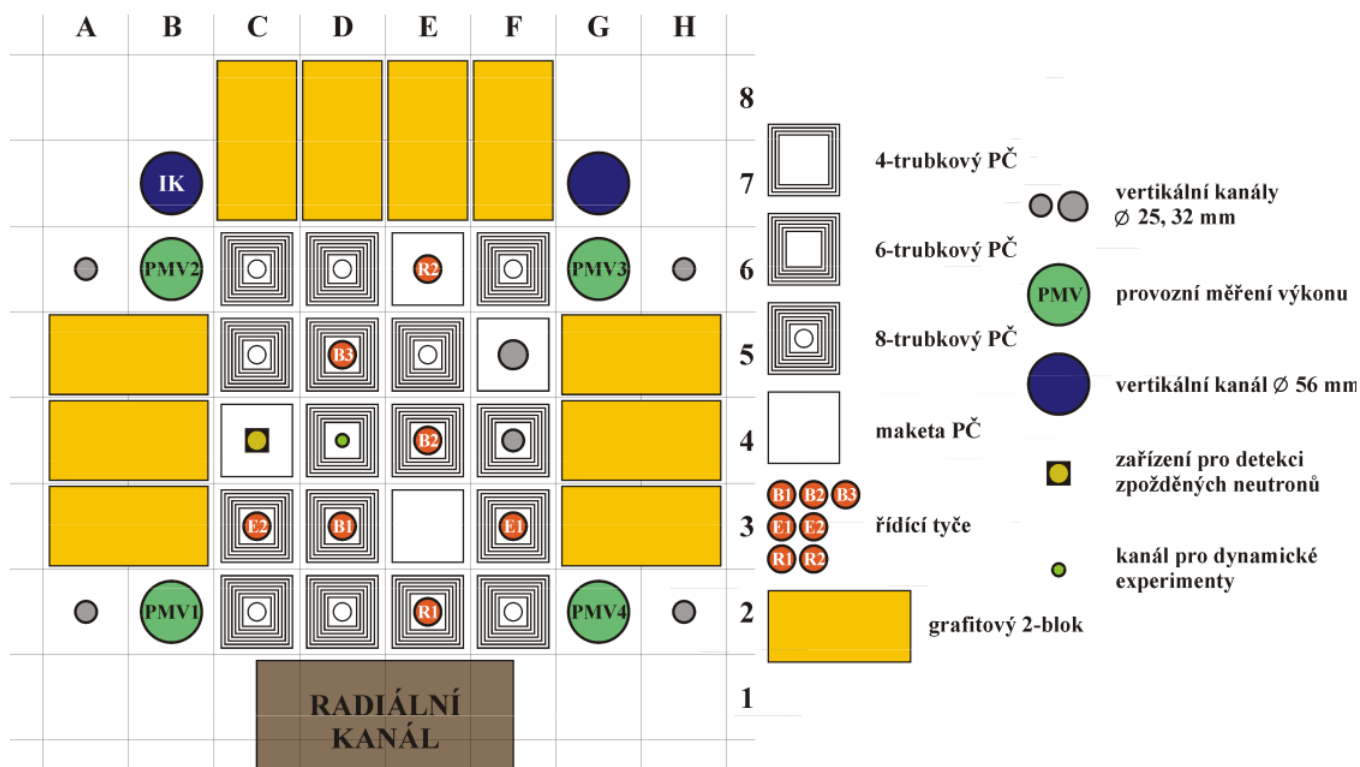
Tabulka B.5.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi s bórem. Porovnávají jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny 42HNM.

Koeficienty c_k	42HNM					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	1,0000	0,9817	0,9899	0,9853	0,9936	0,9913
U ₃ Si ₂ +E110	0,9218	0,9064	0,9401	0,9305	0,8969	0,9002
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	0,8345	0,8652	0,8482	0,8426	0,8142	0,8089
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,9223	0,9029	0,9405	0,9293	0,8956	0,8943
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,9225	0,9070	0,9408	0,9311	0,8977	0,9011
U9-Mo+42HNM	0,9817	1,0000	0,9634	0,9734	0,9845	0,9723
U9-Mo+E110	0,9163	0,9370	0,9246	0,9266	0,9012	0,8962
U9-Mo+FeCrAl	0,8202	0,8757	0,8243	0,8301	0,8092	0,7968
U9-Mo+SiC/SiC	0,9202	0,9373	0,9281	0,9287	0,9035	0,8941
U9-Mo+E110Cr	0,9169	0,9379	0,9245	0,9272	0,9024	0,8973
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,9899	0,9634	1,0000	0,9826	0,9707	0,9752
UN(¹⁵ N)+E110	0,9069	0,8820	0,9419	0,9193	0,8718	0,8819
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,8460	0,8618	0,8761	0,8578	0,8151	0,8171
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,9063	0,8771	0,9419	0,9173	0,8691	0,8756
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,9077	0,8826	0,9426	0,9201	0,8728	0,8830
UN(přírod.)+42HNM	0,9853	0,9734	0,9826	1,0000	0,9764	0,9733
UN(přírod.)+E110	0,9115	0,8990	0,9336	0,9466	0,8862	0,8892
UN(přírod.)+FeCrAl	0,8592	0,8843	0,8773	0,8911	0,8373	0,8328
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,9119	0,8942	0,9353	0,9457	0,8837	0,8834
UN(přírod.)+E110Cr	0,9122	0,8993	0,9346	0,9472	0,8865	0,8896
UO ₂ +42HNM	0,9936	0,9845	0,9707	0,9764	1,0000	0,9914
UO ₂ +E110	0,9228	0,9166	0,9306	0,9306	0,9091	0,9062
UO ₂ +FeCrAl	0,8178	0,8611	0,8204	0,8247	0,8088	0,7972
UO ₂ +SiC/SiC	0,9260	0,9149	0,9340	0,9318	0,9099	0,9017
UO ₂ +E110Cr	0,9237	0,9179	0,9308	0,9313	0,9105	0,9073
UZr+42HNM	0,9913	0,9723	0,9752	0,9733	0,9914	1,0000
UZr+E110	0,9066	0,8941	0,9209	0,9164	0,8872	0,9001
UZr+FeCrAl	0,8021	0,8392	0,8127	0,8103	0,7864	0,7895
UZr+SiC/SiC	0,9143	0,8970	0,9298	0,9226	0,8921	0,9009
UZr+E110Cr	0,9073	0,8946	0,9221	0,9171	0,8877	0,9009

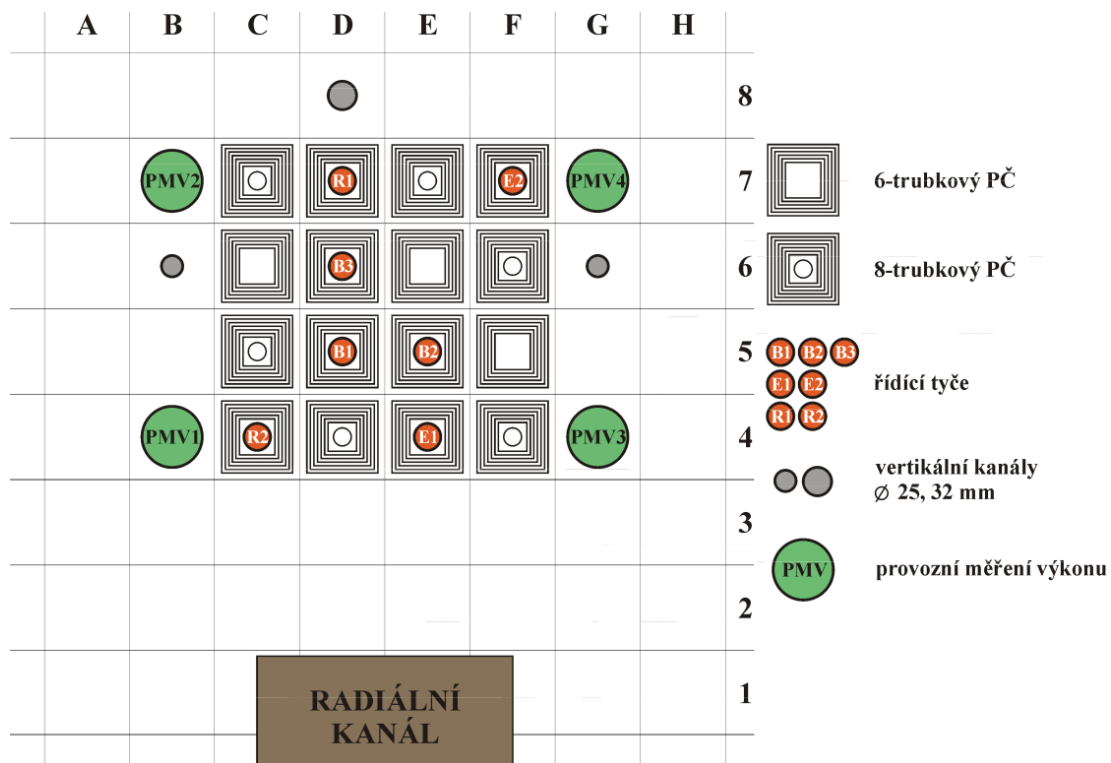
Tabulka B.6.: Podobnostní koeficienty c_k mezi nekonečnými mřížemi s bórem. Porovnávají jsou všechny kombinace konceptů ATF vůči těm s pokrytím ze slitiny E110.

Koeficienty c_k	E110					
	U ₃ Si ₂	U9-Mo	UN(¹⁵ N)	UN(přírod.)	UO ₂	UZr
U ₃ Si ₂ +42HNM	0,9218	0,9163	0,9069	0,9115	0,9228	0,9066
U ₃ Si ₂ +E110	1,0000	0,9798	0,9915	0,9846	0,9945	0,9908
U ₃ Si ₂ +FeCrAl	0,8899	0,9300	0,8812	0,8785	0,8861	0,8740
U ₃ Si ₂ +SiC/SiC	0,9966	0,9727	0,9886	0,9804	0,9888	0,9796
U ₃ Si ₂ +E110Cr	0,9999	0,9798	0,9915	0,9847	0,9945	0,9908
U9-Mo+42HNM	0,9064	0,9370	0,8820	0,8990	0,9166	0,8941
U9-Mo+E110	0,9798	1,0000	0,9624	0,9668	0,9831	0,9720
U9-Mo+FeCrAl	0,8627	0,9283	0,8457	0,8536	0,8670	0,8495
U9-Mo+SiC/SiC	0,9802	0,9970	0,9629	0,9660	0,9815	0,9654
U9-Mo+E110Cr	0,9794	0,9999	0,9615	0,9664	0,9832	0,9721
UN(¹⁵ N)+42HNM	0,9401	0,9246	0,9419	0,9336	0,9306	0,9209
UN(¹⁵ N)+E110	0,9915	0,9624	1,0000	0,9806	0,9761	0,9782
UN(¹⁵ N)+FeCrAl	0,9111	0,9351	0,9181	0,9033	0,8977	0,8918
UN(¹⁵ N)+SiC/SiC	0,9877	0,9546	0,9973	0,9763	0,9699	0,9676
UN(¹⁵ N)+E110Cr	0,9915	0,9623	0,9999	0,9808	0,9763	0,9785
UN(přírod.)+42HNM	0,9305	0,9266	0,9193	0,9466	0,9306	0,9164
UN(přírod.)+E110	0,9846	0,9668	0,9806	1,0000	0,9781	0,9746
UN(přírod.)+FeCrAl	0,9144	0,9455	0,9096	0,9291	0,9094	0,8988
UN(přírod.)+SiC/SiC	0,9822	0,9595	0,9800	0,9972	0,9726	0,9652
UN(přírod.)+E110Cr	0,9845	0,9664	0,9809	0,9999	0,9776	0,9742
UO ₂ +42HNM	0,8969	0,9012	0,8718	0,8862	0,9091	0,8872
UO ₂ +E110	0,9945	0,9831	0,9761	0,9781	1,0000	0,9910
UO ₂ +FeCrAl	0,8646	0,9180	0,8462	0,8524	0,8714	0,8542
UO ₂ +SiC/SiC	0,9931	0,9771	0,9758	0,9759	0,9957	0,9807
UO ₂ +E110Cr	0,9940	0,9830	0,9752	0,9776	0,9999	0,9907
UZr+42HNM	0,9002	0,8962	0,8819	0,8892	0,9062	0,9001
UZr+E110	0,9908	0,9720	0,9782	0,9746	0,9910	1,0000
UZr+FeCrAl	0,8611	0,9083	0,8496	0,8491	0,8616	0,8597
UZr+SiC/SiC	0,9958	0,9723	0,9846	0,9788	0,9928	0,9964
UZr+E110Cr	0,9910	0,9720	0,9787	0,9749	0,9909	0,9999

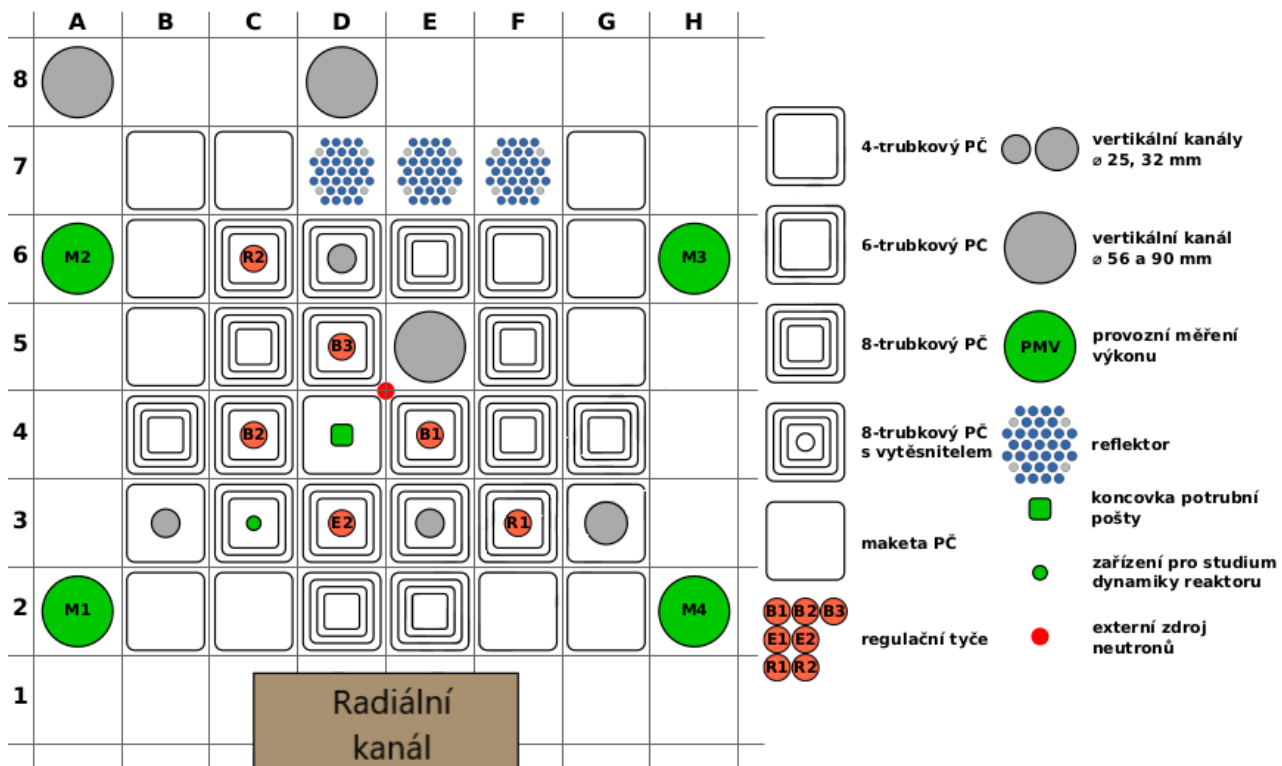
C. Schémata klasických konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1



Obrázek C.1.: Schéma konfigurace C5 aktivní zóny školního reaktoru VR-1.

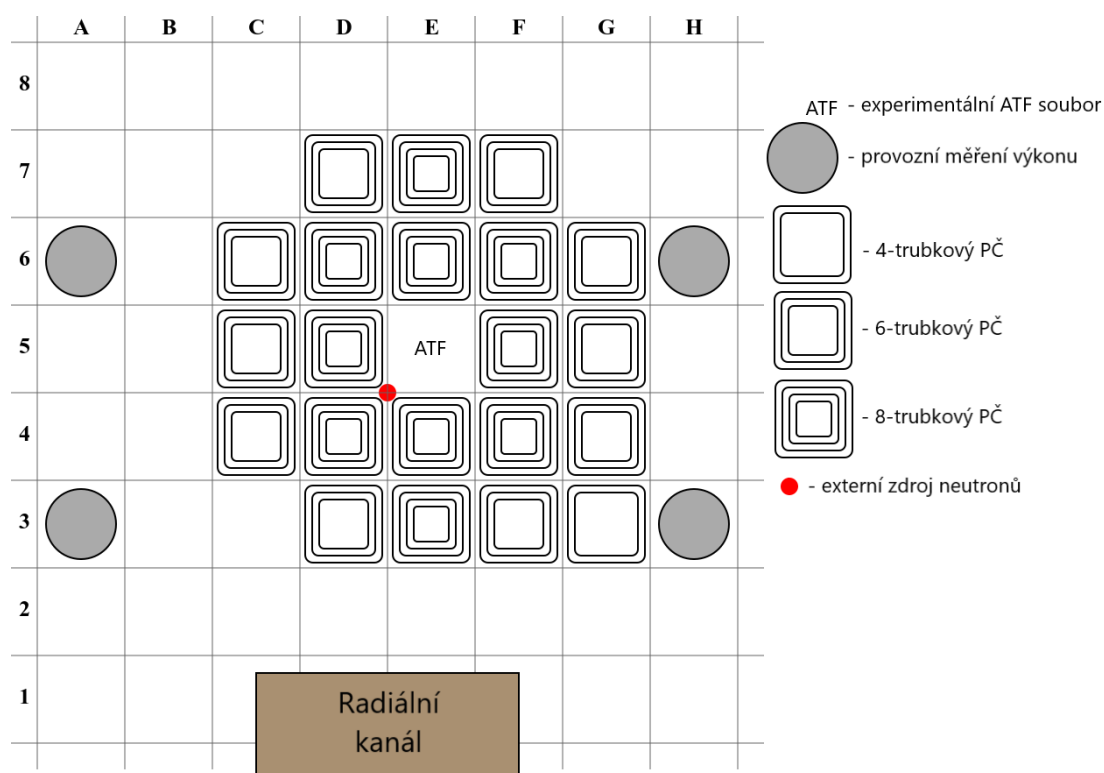


Obrázek C.2.: Schéma konfigurace C7 aktivní zóny školního reaktoru VR-1.

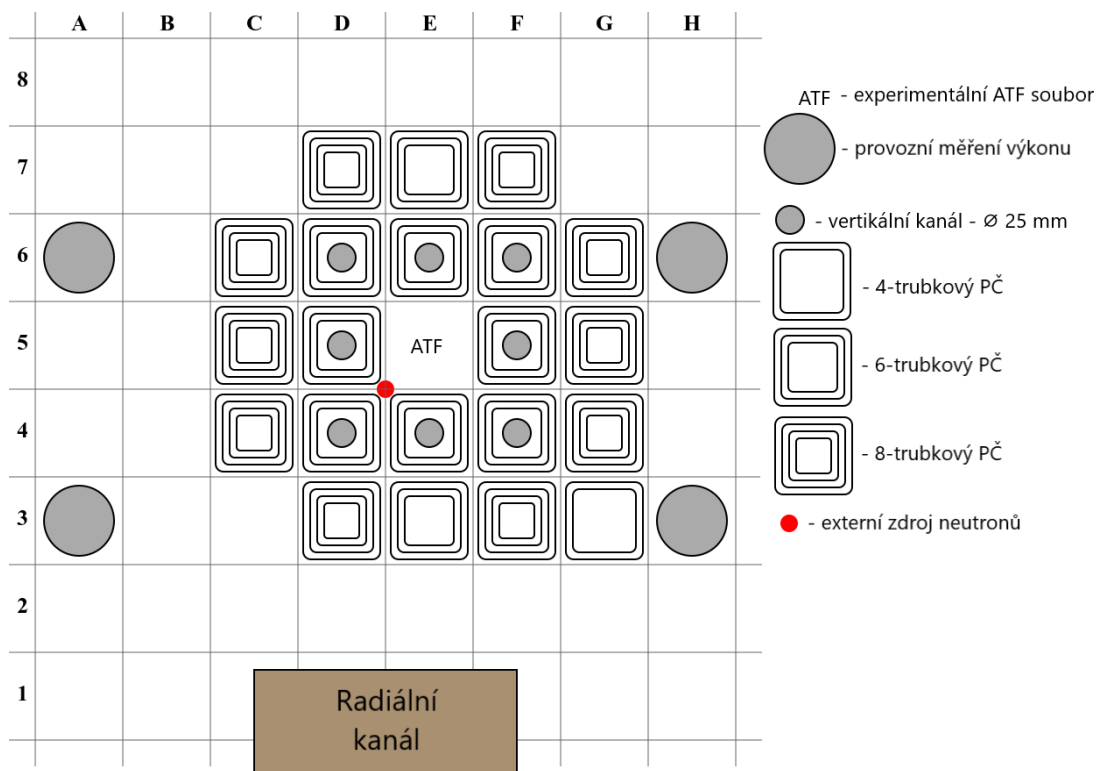


Obrázek C.3.: Schéma konfigurace C16 aktivní zóny školního reaktoru VR-1.

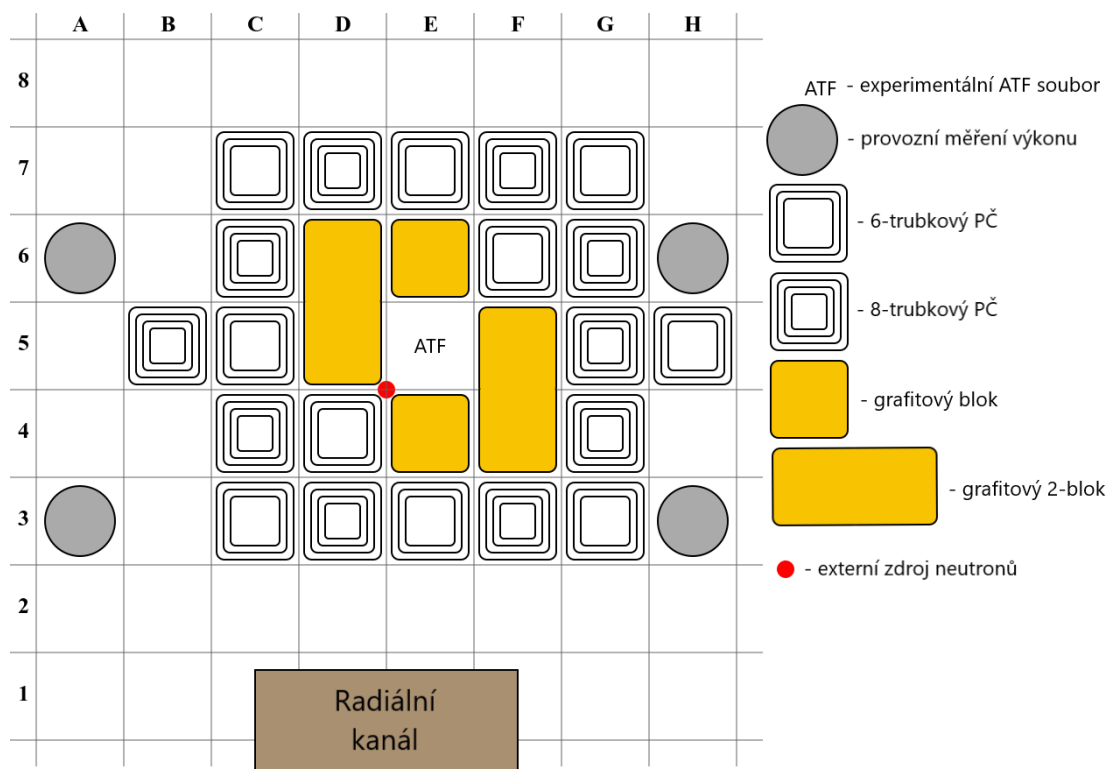
D. Schémata konfigurací aktivních zón reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem



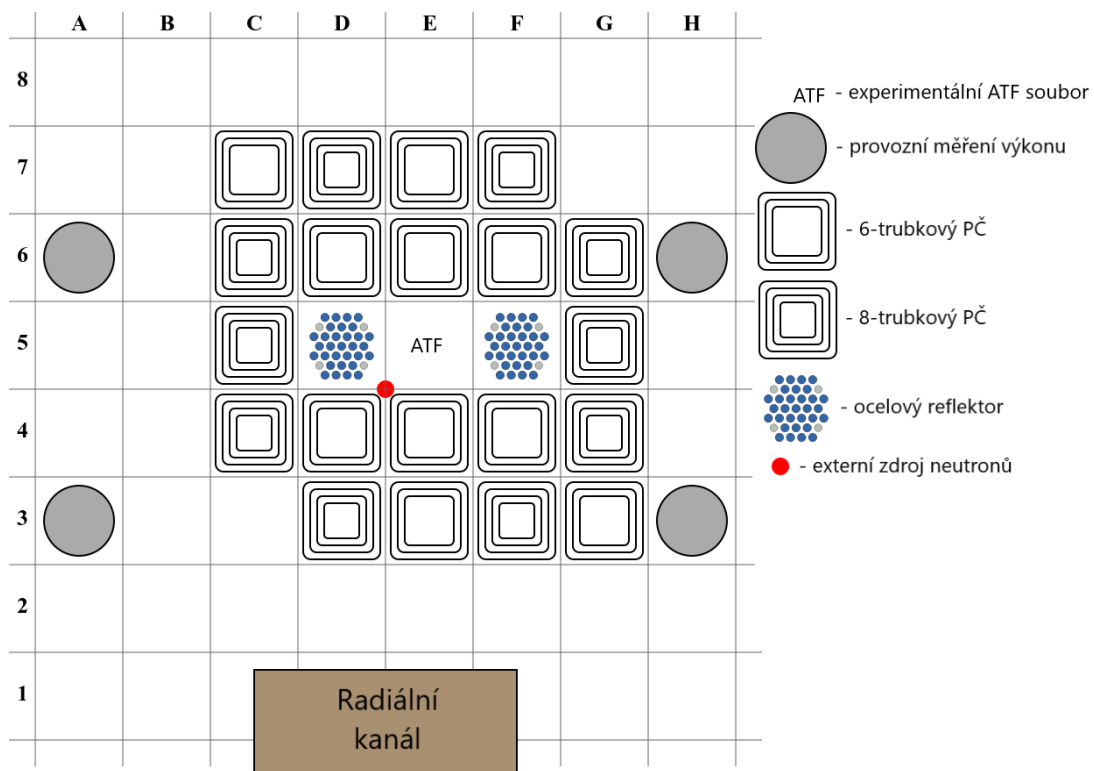
Obrázek D.1.: Schéma konfigurace EX1 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.



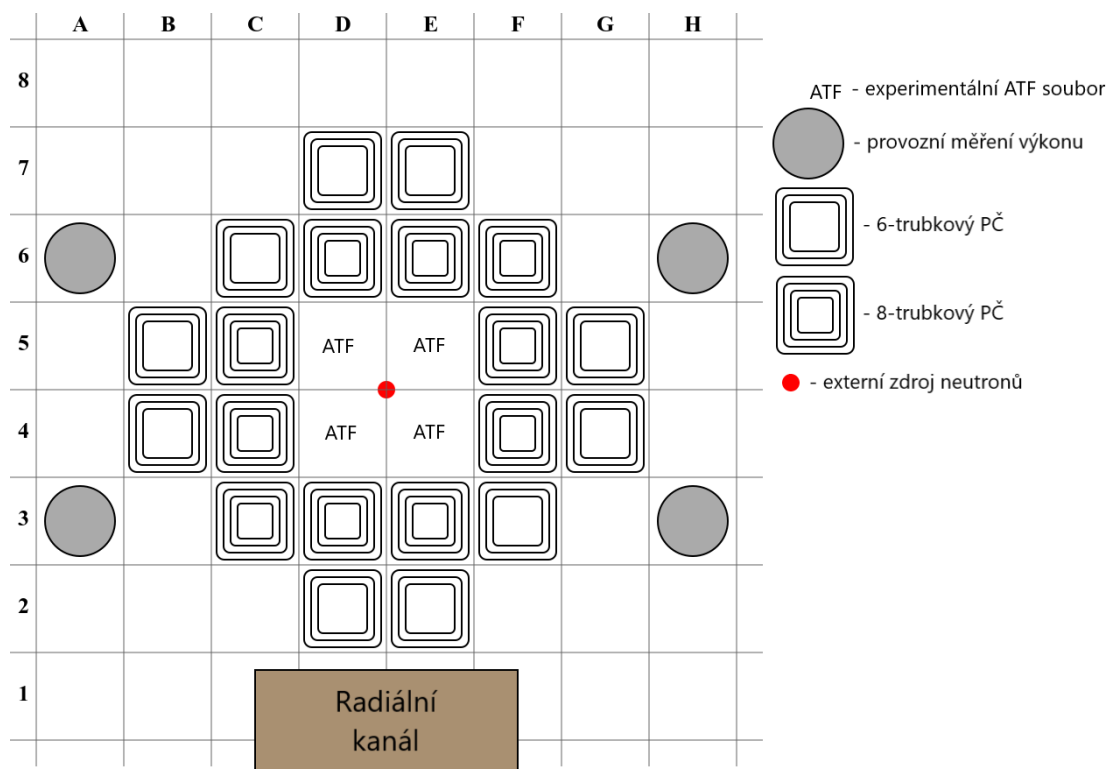
Obrázek D.2.: Schéma konfigurace EX2 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.



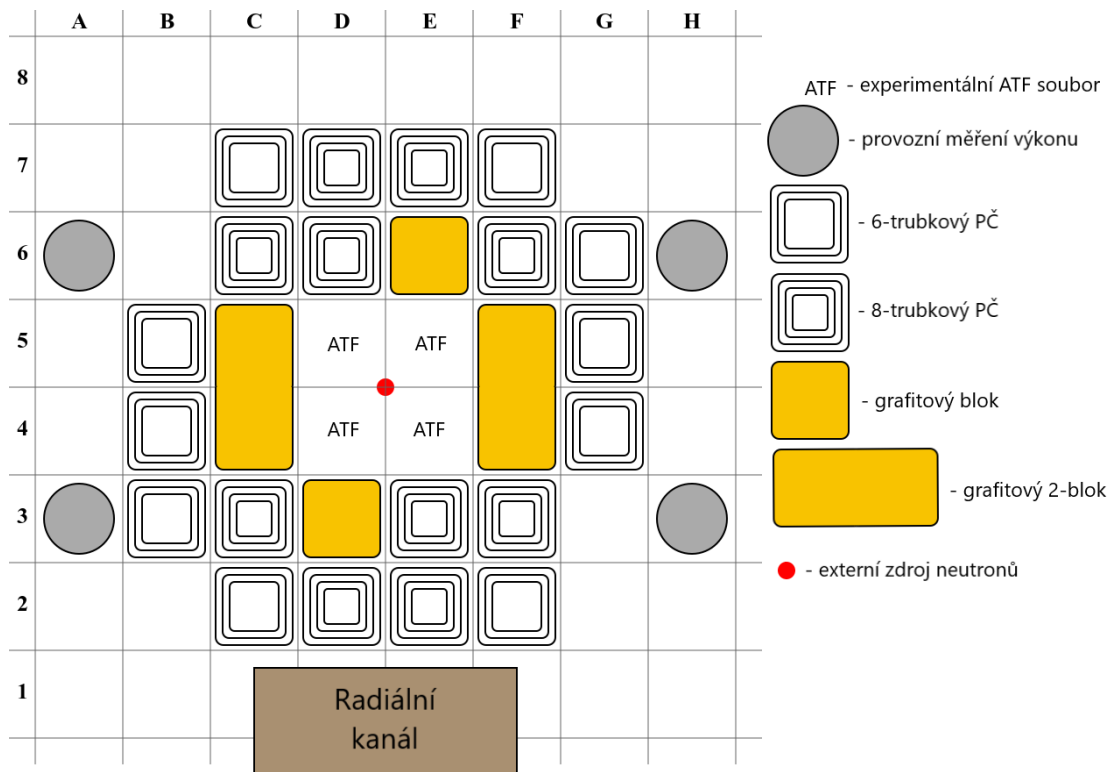
Obrázek D.3.: Schéma konfigurace EX3 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.



Obrázek D.4.: Schéma konfigurace EX4 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.



Obrázek D.5.: Schéma konfigurace EX5 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.



Obrázek D.6.: Schéma konfigurace EX6 aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s experimentálním ATF souborem.