



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY

A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

VÝPOČETNÍ ANALÝZA RYCHLÉHO REAKTORU

CHLAZENÉHO TEKUTÝMI SOLEMI

FAST MOLTEN SALT REACTOR SIMULATION

DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Bc. Martin Dzurňák

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2024



Diplomová práce

magisterský navazující studijní program **Elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Bc. Martin Dzurňák

ID: 220761

Ročník: 2

Akademický rok: 2023/24

NÁZEV TÉMATU:

Výpočetní analýza rychlého reaktoru chlazeného tekutými solemi

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

- Zkompletujte dostupná data a reference k reaktorům s tekutým palivem v podobě halogenidových solí (MSR). Zaměřte se zejména na rychlé reaktory.
- Vytvořte databázi sloučenin pro MSR a jejich chemických a jaderných vlastností; zaměřte se i na směsi a jejich eutektické poměry.
- Vytvořte výpočetní model aktivní zóny reaktoru typu MSR a proveďte neutronově fyzikální analýzy a citlivostní studie.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

doporučená literatura podle pokynů vedoucího a konzultantů závěrečné práce

Termín zadání: 5.2.2024

Termín odevzdání: 20.5.2024

Vedoucí práce: doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Konzultant: Taron Petrosyan, Ing. Ondřej Šťastný

prof. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda rady studijního programu

UPOZORNĚNÍ:

Autor diplomové práce nesmí při vytváření diplomové práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č.40/2009 Sb.

ABSTRAKT

Táto práca sa zaoberá citlivostnou analýzou rýchleho reaktora s roztavenou soľou. Výpočtová citlivostná analýza prebieha v programe MCNP. Po úvode do problematiky reaktorov s roztavenou soľou a vytvorení prehľadu projektov rýchlych reaktorov s roztavenou soľou je vybraný projekt Stable Salt Reaktor - Wasteburner. V práci je popísaná tvorba modelu reaktora v programe MCNP. Citlivostná analýza je vykonaná na vplyv knižnice jadrových dát, teploty reaktora a vplyvu zloženia palivovej soli.

KĽÚČOVÉ SLOVÁ

Reaktor s roztavenou soľou, rýchly reaktor, MCNP, citlivostná analýza, chloridy, plutónium, SSR-W, teplota, ENDF, JEFF, CENDL.

ABSTRACT

This thesis deals with the sensitivity analysis of a molten salt fast reactor. The computational sensitivity analysis is carried out in the MCNP program. After an introduction to molten salt reactors and an overview of molten salt fast reactor projects, the Stable Salt Reactor - Wasteburner project is selected for sensitivity analysis. The development of the reactor model in MCNP is described. Sensitivity analysis is performed on the influence of the nuclear data library, reactor temperature and the influence of the fuel salt composition.

KEYWORDS

Molten salt reactor, fast reactor, MCNP, sensitivity analysis, chlorides, plutonium, SSR-W, teplota, ENDF, JEFF, CENDL.

DZURŇÁK, Martin. *Výpočetní analýza rychlého reaktoru chlazeného tekutými solemi*. Diplomová práce. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky, 2024. Vedúci práce: doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Vyhlásenie autora o pôvodnosti diela

Meno a priezvisko autora: Bc. Martin Dzurňák
VUT ID autora: 220761
Typ práce: Diplomová práca
Akademický rok: 2023/24
Téma závěrečnéj práce: Výpočetní analýza rychlého reaktoru chlazeného tekutými solemi

Vyhlasujem, že svoju záverečnú prácu som vypracoval samostatne pod vedením vedúcej/cého záverečnéj práce, s využitím odbornej literatúry a ďalších informačných zdrojov, ktoré sú všetky citované v práci a uvedené v zozname literatúry na konci práce.

Ako autor uvedenej záverečnéj práce ďalej vyhlasujem, že v súvislosti s vytvorením tejto záverečnéj práce som neporušil autorské práva tretích osôb, najmä som nezasiahol nedovoleným spôsobom do cudzích autorských práv osobnostných a/alebo majetkových a som si plne vedomý následkov porušenia ustanovenia § 11 a nasledujúcich autorského zákona Českej republiky č. 121/2000 Sb., o práve autorskom, o právach súvisiacich s právom autorským a o zmene niektorých zákonov (autorský zákon), v znení neskorších predpisov, vrátane možných trestnoprávných dôsledkov vyplývajúcich z ustanovenia časti druhej, hlavy VI. diel 4 Trestného zákonníka Českej republiky č. 40/2009 Sb.

Brno

.....

podpis autora*

*Autor podpisuje iba v tlačenej verzii.

POĎAKOVANIE

Moje poďakovanie patrí vedúcemu tejto práce doc. Ing. Karlovi Katovskému Ph.D. za odbornú pomoc, vecné námety a pripomienky pri vypracovaní práce a pomoc pri riešení nespočetného množstva problémov, ktoré sa vyskytli pri vypracovaní práce.

Moja vďaka zároveň patrí konzultantovi Taronovi Petrosyanovi za pomoc pri riešení odborných problémov s výpočtovým programom a za cenné rady, bez ktorých by pre mňa nebolo možné dokončiť túto prácu.

Obsah

Úvod	19
Ciele práce	21
1 Všeobecná časť	23
1.1 Technológia rýchlych reaktorov	23
1.2 Projekty rýchlych solných reaktorov	24
1.2.1 Molten Chloride Fast Reactor - MCFR	24
1.2.2 Molten Chloride Salt Fast Reactor - MCSFR	27
1.2.3 Stable Salt Reactor-Wasteburner - SSR-W	29
2 Výpočtová analýza reaktora	33
2.1 Parametre solných zmesí	33
2.2 Úvod do MCNP	34
2.2.1 Štruktúra programu	35
2.3 Tvorba geometrie reaktora	38
2.3.1 Tvorba geometrie vo vstupnom súbore pre MCNP	40
2.4 Blok 3 - definícia dát	51
2.4.1 Definovanie materiálov	52
2.4.2 Definovanie dôležitosti buniek	53
2.5 Testovanie simulácie	54
2.5.1 Odstraňovanie chýb	54
2.5.2 Voľba parametrov simulácie	55
2.6 Výsledky citlivostnej analýzy	56
2.6.1 Vplyv knižníc jadrových dát	56
2.6.2 Vplyv teploty	58
2.6.3 Vplyv zloženia palivovej soli	59
2.7 Vyhodnotenie výsledkov výpočtov	60
Záver	63
Literatúra	67
Zoznam symbolov a skratiek	71
A Obrázky	73
B Tabuľky	83

Zoznam obrázkov

1.1	Koncepčný 3D návrh reaktora MCFR [14]	25
1.2	Reaktor MCFR v porovnaní s dospelou osobou [14]	26
1.3	Reaktor MCSFR v porovnaní s dospelou osobou [21]	28
1.4	Reaktor MCSFR v reze [21]	28
1.5	Štruktúra palivového súboru reaktora SSR-W [23]	29
1.6	Rez reaktorom SSR-W - nový koncept [13]	30
1.7	Rez reaktorom SSR-W - starý koncept [13]	31
1.8	Návrh aktívnej zóny podľa článku [18]	32
2.1	Operácie Boolovej algebry v definícii plôch v programe MCNP [24]	35
2.2	Detail palivového súboru	40
2.3	Detail styku palivových súborov v štruktúre	46
2.4	Detail štruktúry palivových trubíc	47
2.5	Detail palivového súboru v programe Vised	48
2.6	Detail regulačného súboru	49
2.7	Regulačný súbor v štruktúre AZ	49
2.8	Zobrazenie modelu štruktúry	50
2.9	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv knižníc jadrových dát	58
2.10	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv teploty	59
2.11	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv zloženia palivovej soli	60
A.1	Rez reaktorom - pomocou CAD	73
A.2	Aktívna zóna - VISED	74
A.3	Detail palivového súboru - VISED	75
A.4	Detail regulačného súboru - VISED	76
A.5	Detail rozhrania medzi palivovými súbormi - VISED	77
A.6	Regulačný súbor medzi palivovými súbormi - VISED	78
A.7	Detail palivových trubíc- VISED	79
A.8	Celý model reaktora - VISED	80
A.9	Model reaktora v kolmom reze - VISED	81

Zoznam tabuliek

1.1	Základné parametre konceptu reaktora MCFR [14]	26
1.2	Základné parametre konceptu reaktora MCSFR [2]	27
2.1	Fyzikálne vlastnosti solných zmesí pre rýchle reaktory	34
2.2	Prehľad geometrie a materiálov reaktora	39
2.3	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv knižníc jadrových dát	57
2.4	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv teploty	59
2.5	Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv zloženia palivovej soli	60
B.1	Zloženie konštrukčnej ocele SS304	83
B.2	Zloženie niklovanej ocele Nimonic P16	83

Úvod

V priebehu uplynulého desaťročia sa jadrové reaktory chladené roztavenými soľami opäť dostali do popredia záujmu v oblasti jadrovej energetiky. Deje sa tak hlavne v súvislosti s rozvojom malých modulárnych reaktorov, ale aj v súvislosti s narastajúcim spoločenským tlakom k riešeniu klimatickej krízy a s ňou spojeným efektívnym využívaním prírodného bohatstva. Reaktory s roztavenými soľami - MSR (Molten Salt Reactors) sú z tohto hľadiska ideálnou voľbou. Vďaka vysokej verzatilite ich použitia, je možné ich využiť pri výrobe elektrickej energie a rovnako tak dobre je možné ich využiť aj k výrobe tepla.

Ďalšou výhodou je ich vysoká možnosť modularizácie, a tým pádom možnosť využitia v projektoch malých modulárnych reaktorov - SMR (Small Modular Reactors). Ďalším benefitom takýchto reaktorov je ich pasívna bezpečnosť. MSR využívajú fyzikálne zákony k zaisteniu inherentnej bezpečnosti a systémy sú navrhnuté tak, aby v prípade havárie nedošlo k neriadenej štiepnej reťazovej reakcii a reaktor je vždy navedený do bezpečného stavu. Medzi prvky pasívnej bezpečnosti patrí napríklad aj nízky prevádzkový tlak, ktorý je vo väčšine prípadov daný hydrostatickým tlakom roztavených solí. Ďalšou veľkou výhodou je vysoká prevádzková teplota reaktora. To umožňuje zvyšovať účinnosť tepelného cyklu pri premene tepelnej na mechanickú, respektíve elektrickú energiu. V prípade MSR s roztaveným palivom takmer úplne absentuje vplyv xenónovej otravy, keďže plynné štiepne produkty sa prirodzene separujú. Kvapalnú palivo okrem už spomenutého ešte vytvára možnosť kontinuálneho prepracovania, respektíve separácie množeného paliva v prípade tórového palivového cyklu. V neposlednom rade je obrovskou výhodou MSR možnosť produkovať palivo zo štandardne priamo ťažko štiepateľných prvkov ako napr. tórium či plutónium. Medzi najväčšie nevýhody patrí vysoká korozivita solí, ktorá kladie vysoké požiadavky na chemickú odolnosť konštrukčných materiálov. Aj táto nevýhoda je v súčasnej dobe prekonávaná; hlavne výskumom nových materiálov s vysokým obsahom niklu. Okrem vyššie spomenutého využitia tória či plutónia sa v posledných rokoch otvára možnosť využitia MSR aj na využitie vyšších aktinoidov z použitého jadrového paliva z klasických ľahkovodných reaktorov.

Využitie množivých vlastností a opätovného využitia paliva je výhodná hlavne v prípade rýchlych reaktorov. Bohužiaľ do súčasnosti boli postavené a vyskúšané hlavne reaktory, ktoré boli v tepelnej oblasti. Rýchle reaktory však existujú, majú veľký potenciál, avšak ako chladivo využívajú primárne roztavené kovy - napr. sodík. Tieto kovy (hlavne v prípade sodíka) sú vysoko reaktívne a existuje nebezpečenstvo búrlivej chemickej reakcie pri styku s vodou (napr. v prípade poruchy parogenerátora). Takáto chemická reakcia má za následok produkciu výbušného vodíka a korozívneho hydroxidu sodného. Preto sa aj v prípade rýchlych reaktorov upriamuje

pozornosť na MSR. Napriek tomu, že neexistujú fyzické skúsenosti s rýchlymi MSR, existujú projekty, ktoré počítajú s využitím rýchleho MSR a existuje vysoká šanca, že prinesú nové poznatky pri využití rýchleho spektra neutrónov a jeho využitia na produkciu nového paliva a opätovného využitia použitého jadrového paliva.

Ciele práce

Hlavným cieľom práce je vykonať výpočtovú citlivostnú analýzu rýchleho reaktora s roztavenou soľou. Predtým si však práca kladie za cieľ oboznámiť čitateľa s problematikou reaktorov s roztavenými soľami a predovšetkým rýchlych reaktorov tohoto typu, ďalej vytvoriť prehľad projektov rýchlych reaktorov s roztavenými soľami, vybrať najvhodnejší projekt na citlivostnú analýzu a stanoviť aké vplyvy bude citlivostná analýza skúmať. Ďalej, je cieľom práce čitateľa oboznámiť s priebehom vytvárania simulačného modelu reaktora v programe MCNP. Posledným cieľom je vykonať samotné výpočty citlivosti a výsledky vyhodnotiť.

1 Všeobecná časť

V tejto prvej - všeobecnej časti sa práca zaoberá všeobecným prehľadom o technológii rýchlych reaktorov a následne prehľadom rýchlych reaktorov s roztavenými soľami.

Energia, vyrábaná vo veľkom množstve a rozumne využitá, bola neustále potrebná pri rozvoji civilizácie. Až do obdobia posledných pár storočí, jej produkcia bola značne limitovaná hlavne na energiu produkovanú priamo človekom alebo zvieratami. Začiatkom 19. storočia už ľudstvo využívalo aj iné formy energie, najmä energiu zo spaľovania dreva, vodnú energiu a veternú energiu, čo umožnilo rýchly pokrok v zefektívňovaní práce. Objav štiepenia v 30. rokoch 20. storočia priniesol nádej, že jadrová energia vyrieši problém s neustálym ubúdaním zdrojov fosílnych palív a zabezpečí energiu čistú, bezpečnú a vo veľkom množstve. Napriek tomu, že množstvo prírodných zdrojov jadrovej energie ako urán a potenciálne tórium bolo značné, tieto materiály nebolo možné priamo použiť ku štiepeniu. Prvé experimenty ukázali, že musia byť použité špecifické izotopy uránu a plutónia, aby bolo možné využiť túto novú formu energie. [9]

1.1 Technológia rýchlych reaktorov

Skôr ako bude práca pojednávať o konkrétnych problémoch týkajúcich sa rýchlych solných reaktorov, je nutné zjednodušene popísať princíp rýchleho reaktora.

Začiatkom 40. rokov 20. storočia sa vedelo o tom, že izotopy ^{233}U , ^{235}U a ^{239}Pu sú štiepiteľné, pokiaľ sú „bombardované“ neutrónmi o energii v nízkom a strednom rozsahu, t.j. neutrónmi v tepelnom ($<1\text{ eV}$) a rezonančnom pásme (cca 100 eV až 100 keV). Tieto izotopy sa preto nazývajú štiepiteľné. Ďalej bolo objavené, že väčšinové izotopy ^{238}U a ^{232}Th sa štiepia len v prípade pohltienia neutrónu o vyššej energii (1 MeV a viac). Okrem toho bolo zistené, že sú to práve štiepiteľné izotopy, ktoré sú potrebné pre udržanie reťazovej štiepnej reakcie. Bohužiaľ, podiel štiepiteľných izotopov v prírodnom uráne je nízky ($0,7\%$), zvyšok je v prevahe ^{238}U . [9]

Bolo známe, že ^{238}U a ^{232}Th môžu zachytiť neutrón o energiách vyšších ako 1 MeV a tým pádom sa premeniť - ^{238}U na ^{239}Pu a ^{232}Th na ^{233}U . Preto nazývame izotopy ^{238}U a ^{232}Th množivé (fertilné). Pokiaľ sa premení viac izotopov ako sa rozštiepi, je možné využiť množivých izotopov ako bohatý zdroj paliva. Tento proces sa ukázal ako možný a je nazývaný množenie (breeding). [9]

Neskôr sa ukázalo že koeficient η (η pre daný izotop je množstvo neutrónov vyprodukovaných v jednej štiepnej reakcii, t.j. z jedného neutrónu) pre izotop ^{239}Pu je väčší v rýchlym spektre neutrónov ako v tepelnom spektre. Tento vyšší počet emitovaných neutrónov znamená, že je dostupných viac neutrónov pre konverziu

^{238}U na ^{239}Pu . Z tohto sa vyvinula myšlienka, že rýchly reaktor by využil ^{238}U oveľa efektívnejšie ako reaktor pracujúci v tepelnom spektre. [9]

Napriek tomu, že cyklus $^{232}\text{Th} - ^{233}\text{U}$ sa ukázal ako použiteľný aj v tepelnom spektre aj v rýchlom spektre, cyklus $^{238}\text{U} - ^{239}\text{Pu}$ v rýchlom spektre sa ukázal ako oveľa efektívnejší. To bol dôvod prečo sa v prípade projektov rýchlych reaktorov ujal viac. [9]

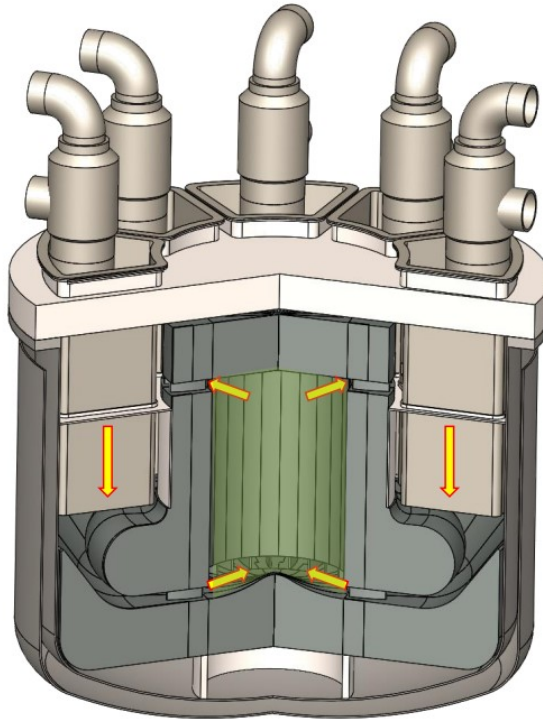
Je však možné konštatovať, že vývoj rýchlych reaktorov stále intenzívne prebieha. Avšak napriek tomu, že myšlienka využitia rýchlych neutrónov k štiepeniu paliva vznikla približne v rovnakom čase ako nápad využiť tepelné neutróny, technológia tepelných reaktorov bola v tom čase oveľa dostupnejšia a konštrukčne jednoduchšia, čo bolo dôvodom jej využitia v komerčnom prostredí. Napriek tomu, v priebehu uplynulých desaťročí vzniklo niekoľko projektov rýchlych reaktorov a mnohé boli aj realizované. Napríklad prvý rýchly reaktor Clementine z Los Alamos National Laboratory, Superphénix vo Francúzsku BN-350 v ZSSR. Medzi stále fungujúce reaktory môžeme zaradiť, BN-600, BN-800 či výskumný BOR-60. [26]

1.2 Projekty rýchlych solných reaktorov

Vývoj v oblasti rýchlych solných reaktorov je stále väčšinou v štádiu konceptu. Na rozdiel od solných reaktorov pracujúcich v tepelnom spektre nebol doteraz žiadny z projektov rýchlych solných reaktorov realizovaný. Existuje však relatívne veľké množstvo projektov rýchlych solných reaktorov (aj keď je ich podstatne menej ako projektov reaktorov v tepelnom spektre). V tejto podkapitole sa práca venuje prehľadu niekoľkých z nich, pričom boli vybrané projekty, ktoré sú v najpokročilejšom štádiu vývoja (a realizácie) a ku ktorým sú zverejnené technické parametre. Pri vytváraní prehľadu je preto nutné zohľadniť fakt, že množstvo projektov rýchlych solných reaktorov, ktoré sa snažia presadiť na trhu je financovaných zo súkromných zdrojov, a preto bližšie technické informácie sú chránené a neverejné.

1.2.1 Molten Chloride Fast Reactor - MCFR

Molten Chloride Fast Reactor (MCFR) je rýchly chloridový reaktor od spoločnosti Terrapower. Reaktor pracuje s chloridovou soľou, ktorá slúži ako chladivo a aj ako palivo. Ide o malý reaktor s núteným prúdením soli. Využíva U-Pu palivový cyklus, bez online prepracovania paliva. Projekt je koncipovaný tak, že základný princíp je možné v mierke zväčšiť do požadovaného výkonu. Počíta sa s tromi využitiami



Obr. 1.1: Konceptný 3D návrh reaktora MCFR [14]

projektu:

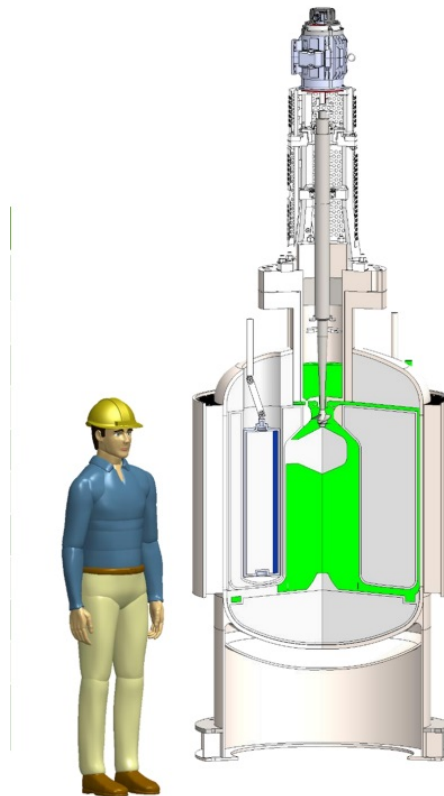
- v oblasti výroby elektrickej energie v rádoch desiatok až stoviek MW_e
- v oblasti výroby elektrickej energie v rádoch vyšších stoviek MW_e až jednotiek GW_e (max. približne $1,2 GW_e$)
- v oblasti využitia použitého jadrového paliva z ľahkovodných reaktorov [14]

Základnou charakteristikou rýchlych reaktorov je dobrá neutrónová ekonomika čo dáva možnosť využitia reaktora na množenie paliva. Tak tomu je aj v prípade MCFR. Počiatočné obohatenie paliva je 12% ^{235}U . Ďalej nie je nutné doplňovať reaktor obohateným palivom. Odstraňovanie štiepných vzácnych plynov je realizované online - odľukovým ventilom a odstraňovanie vzácnych kovov po štiepení je realizované mechanicky - filtrom. [14]

Reaktor sa dá považovať za integrálny - čerpadlo roztavenej soli a aj výmenník tepla sú súčasťou nádoby reaktora.

Tab. 1.1: Základné parametre konceptu reaktora MCFR [14]

Tepelný výkon	300 kW
Výkonová hustota v AZ	3,9 MW/m ³
Hmotnostný prietok AZ	100 kg/s
Teplotný nárast	5 °C
Spôsob odvodu tepla	Plynom ochladzovaná nádoba
Zloženie palivovej soli	36% PuCl ₃ – 64% NaCl
Izotopické zloženie chlóru	Prírodné
Priemer AZ	0,38 m
Objem soľnej zmesi	135 l
Hmotnosť soľnej zmesi	450 kg
Hmotnosť palivovej soli (PuCl ₃)	350 kg
Podiel pracovného objemu AZ	0,7



Obr. 1.2: Reaktor MCFR v porovnaní s dospelou osobou [14]

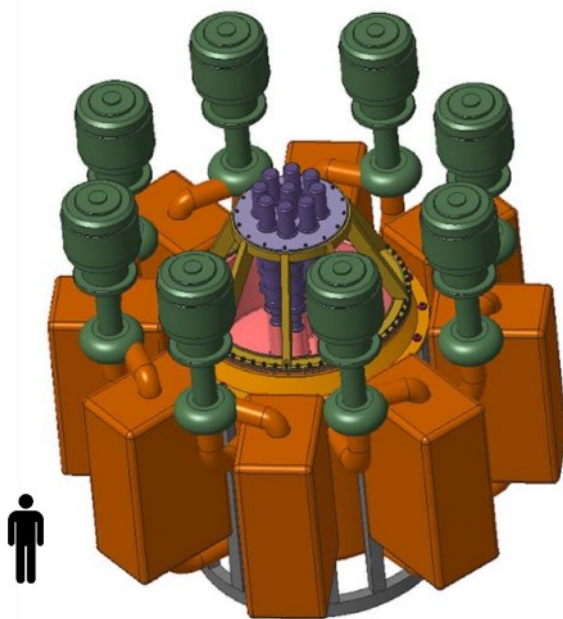
1.2.2 Molten Chloride Salt Fast Reactor - MCSFR

Molten Chloride Salt Fast Reactor (MCSFR) je projekt rýchleho solného reaktora od firmy Elysium Industries. Narozdiel od MCFR má tento reaktor iný koncept rozloženia. Jedná sa o tzv. „loop design“ čiže o slučkový návrh. MCFR, ktorý sa dá považovať za integrálny reaktor, má hlavné časti primárneho okruhu v jednej konštrukcii a pri zvyšovaní menovitého výkonu sa zväčšuje celá konštrukcia proporčne. MCSFR je navrhnutý tak, že sa pridávajú a uberajú slučky primárneho okruhu.

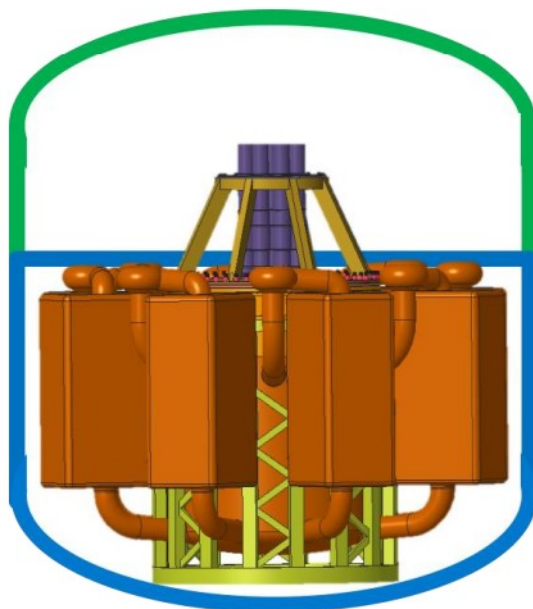
Reaktor je charakteristický tým, že na reguláciu svojho výkonu nevyužíva absorbátor (regulačné tyče). Reaktor je navrhnutý tak, že rozmery aktívnej zóny a obohatenie paliva spôsobia takmer kritický stav. Regulácia výkonu je realizovaná pomocou zmeny prietoku v aktívnej zóne. Pri zvýšení prietoku aktívnou zónou sa zvyšuje odvod tepla a teda klesá teplota v reaktore. Tu sa prejaví záporný teplotný súčiniteľ reaktivity, ktorý zabezpečí, že pri nižšej teplote sa reaktivita zvýši. Tým dôjde k zvýšeniu výkonu a nárastu teploty. Po dosiahnutí požadovanej teploty dôjde vplyvom záporného koeficientu reaktivity k zníženiu reaktivity a tým aj k zníženiu výkonu. Takto sa systém samovoľne stabilizuje. To umožňuje pridávať slučky primárneho okruhu a tým navyšovať menovitý výkon reaktora bez zásahu do aktívnej zóny. Regulácia výkonu je realizovaná zmenou prietoku - reguláciou otáčok čerpadla zmesi palivovej a chladiacej soli. [2]

Tab. 1.2: Základné parametre konceptu reaktora MCSFR [2]

Tepelný výkon	125 - 2500 MW
Elektrický výkon	50 - 1000 MW
Teplota výstupu soľnej zmesi	>600 °C
Teplota vstupu soľnej zmesi	~500 °C
Spôsob odvodu tepla	Sekundárna soľ (NaCl)
Zloženie palivovej soli	NaCl + SEU (alebo PuCl ₃)



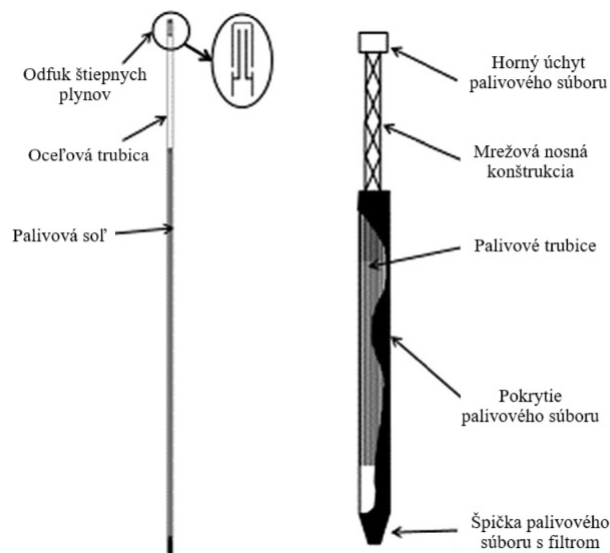
Obr. 1.3: Reaktor MCSFR v porovnaní s dospelou osobou [21]



Obr. 1.4: Reaktor MCSFR v reze [21]

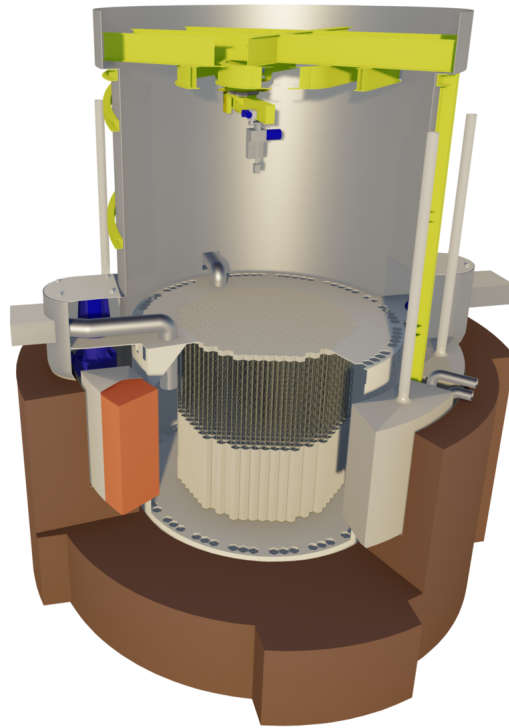
1.2.3 Stable Salt Reactor-Wasteburner - SSR-W

Stable Salt Reactor - Wasteburner (SSR-W) je reaktor, ktorý využíva technológiu roztavených solí, avšak nie konvenčným spôsobom ako v ostatných MSR. Konvenčné MSR využívajú zmes roztavených solí ako palivo a ako chladiivo (napr. ARE, MSRE, MSFR) prípadne len ako chladiivo (Mk1 - PB FHR, Energy Well) pričom palivo je v tuhej forme najčastejšie vo forme TRISO v grafitovej štruktúre (pebble bed alebo grafitové pláty). Kanadsko-britská firma Moltex Energy sa rozhodla pre konštrukciu hybridu medzi týmito dvoma typmi konštrukcií. Stable Salt Reactor ako už názov napovedá, využíva roztavenú soľ, ktorá je statická. Palivová zmes je umiestnená v trubiciach, ktoré sú umiestnené do palivového súboru. Palivový súbor je obtekaný zmesou roztavených solí, ktorá slúži ako chladiivo. Tu je možné nájsť podobnosť s konvenčnými sodíkom chladenými rýchlymi reaktormi, či bežnými tlakovodnými reaktormi. [23, 12]



Obr. 1.5: Štruktúra palivového súboru reaktora SSR-W [23]

Takýto typ reaktoru kombinuje dobré vlastnosti jedného a druhého typu dizajnu. Izolované palivo od chladiiva zabezpečuje to, že chladiacia zmes nie je rádioaktívna. Tým sa značne usporia náklady na prevádzku, keďže tento typ reaktora nepotrebuje sekundárny solný okruh a tepelná výmena prebieha priamo z primárnej soli do obehovej látky (CO_2 v prípade Brytonovho cyklu alebo vody v prípade Clausiovho-Rankinovho cyklu). Tým sa eliminujú tepelné straty a elektrický výkon potrebný na čerpanie na sekundárnom solnom okruhu. Reaktor je kvázi bazénového typu - obeh chladiacej zmesi zabezpečuje niekoľko čerpadiel, pričom výmenníky tepla sa nachádzajú na stranách reaktorovej nádoby. [22, 13]



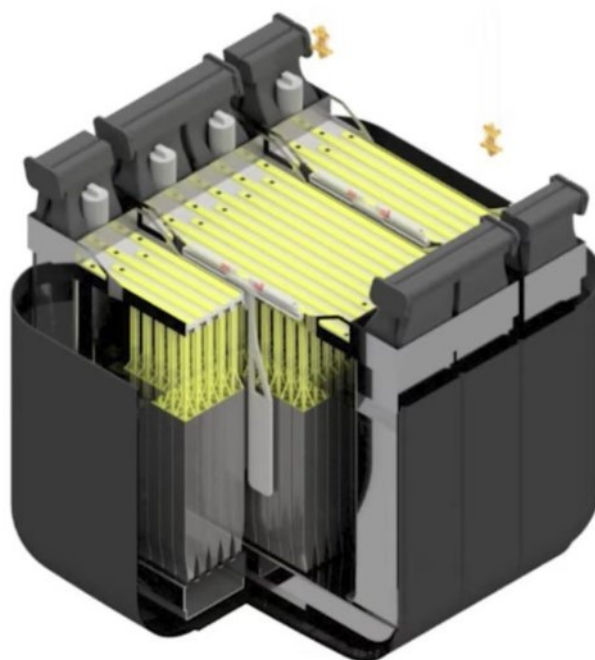
Obr. 1.6: Rez reaktorom SSR-W - nový koncept [13]

Riadenie výkonu reaktora je riešené podobne ako pri reaktore MCSFR, pričom však riadiace tyče v reaktore neslúžia na riadenie výkonu, ale na úplnú odstávku - buď sú úplne vysunuté alebo úplne zasunuté. [13]

Firma Moltex Energy okrem tohto typu reaktora vyvíja podobný typ SSR-U, ktorý má podobnú konštrukciu, avšak pracuje v tepelnom spektre a na svoju činnosť využíva urán a tórium. Okrem týchto dvoch projektov firma vyvinula aj proces úpravy použitého jadrového paliva na palivovú soľ použiteľnú v reaktore SSR-W. Tento systém sa nazýva Waste to Stable Salt (WATSS). [12]

Projekt prešiel niekoľkými zmenami. Azda najzásadnejšou zmenou je zmena usporiadania aktívnej zóny a geometrie paliva. Palivové súbory podľa pôvodného dizajnu mali byť štvorcového tvaru a aj aktívna zóna mala byť štvorcového tvaru. Podľa autorov návrhu to malo priniesť niekoľko benefitov - aktívna zóna bola modułárna a teda len naskladaním takýchto zón do spoločného bazénu by sa dal zvyšovať menovitý výkon reaktora. Ďalšou výhodou bol fakt, že takúto zónu bolo relatívne ľahké preusporiadať. K tomu bol vyvinutý systém na kontinuálnu výmenu paliva ktorý bol umiestnený nad aktívnou zónou a bol inšpirovaný princípom kontinuálnej výmeny paliva v reaktoroch CANDU. [12, 13]

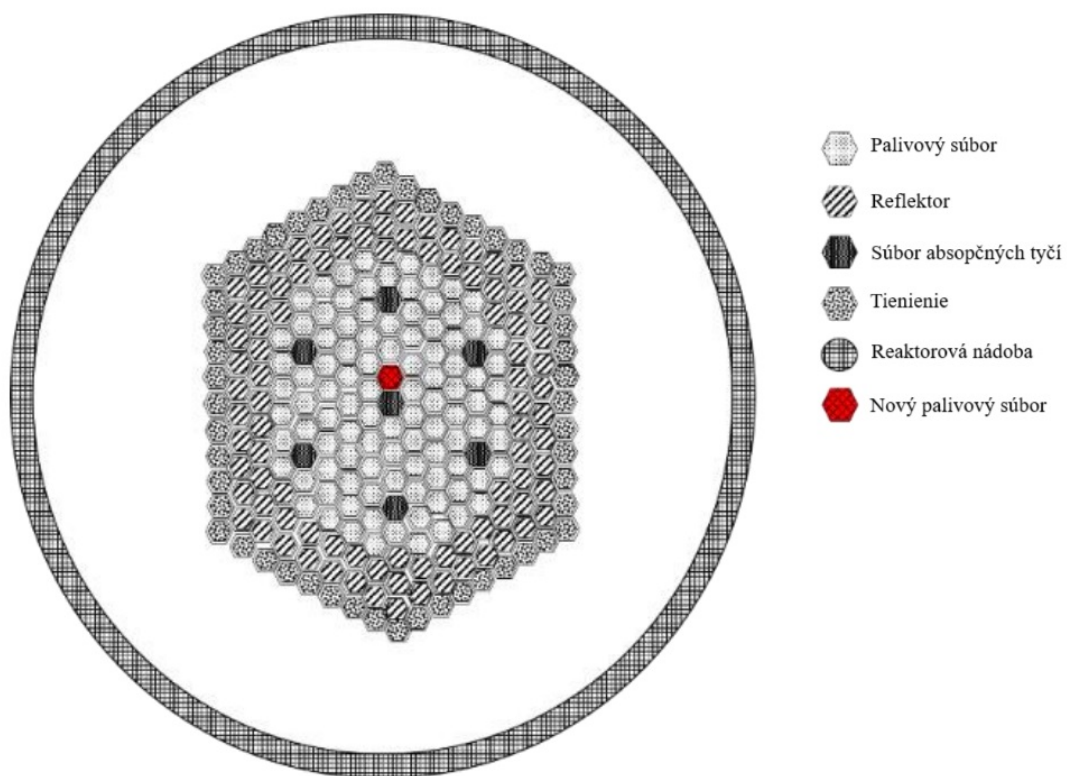
V roku 2018 bol dizajn značne prepracovaný. K tomuto došlo po pripomienkach kanadského jadrového regulátora CNSC. Namiesto pôvodného štvorcového dizajnu



Obr. 1.7: Rez reaktorom SSR-W - starý koncept [13]

bol použitý dizajn šesťuholníkových palivových kaziet. Tento dizajn je z pohľadu neutrárovej ekonomiky výhodnejší, sú potlačené straty v rohoch aktívnej zóny. Okrem toho bol úplne odstránený mechanizmus na výmenu palivových kaziet pretože svojou komplexnosťou predstavoval pre projekt značné zvýšenie komplexnosti. Tento mechanizmus bol nahradený upraveným zavážacím strojom. [13]

Tento reaktor bude ďalej využitý v tejto práci ako základ pre výpočtovú analýzu. Bol zvolený preto, lebo má podľa názoru odborníkov v oblasti jadrovej energetiky najväčší potenciál dostať sa do reálnej fyzickej podoby.[13] Vzhľadom na to, že ide o medzinárodnú spoločnosť s veľkým vplyvom v oblasti výskumu a vývoja je niektoré dáta problematické dohľadať. Preto bolo nutné niektoré parametre odhadnúť. Na uľahčenie odhadu bola použitý článok [18] . V tomto článku bola riešená neutronika aktívnej zóny riešeného reaktoru.



Obr. 1.8: Návrh aktívnej zóny podľa článku [18]

2 Výpočtová analýza reaktora

Výpočtová analýza rýchleho reaktora, ktorou sa táto práca zaoberá, spočíva v citlivostnej analýze vybraného rýchleho solného reaktora. Citlivostná analýza bude skúmať vplyv jadrových dát, pracovnej teploty a zloženia solnej zmesi na koeficient násobenia. Citlivostná analýza bude vykonaná v stave, keď budú regulačné tyče úplne vytiahnuté - v maximálnej hornej polohe. K výpočtu je potrebné určiť typ solnej zmesi, rozloženie aktívnej zóny, resp. tieto parametre prevziať zo skutočného projektu. Vzhľadom na to, že väčšina projektov rýchlych solných reaktorov je v štádiu konceptu, nie je možné výpočet priamo prispôbiť konkrétnemu projektu úplne.

Výpočet však bude realizovaný s rozložením aktívnej zóny a zložením solných zmesí, ktoré odpovedajú vybranému reaktoru čo najviac. Model však bude adekvátne zjednodušený a parametre, ktoré nebude možné dohľadať sa použijú ako v iných, dostatočne podobných projektoch reaktorov.

2.1 Parametre solných zmesí

Soli používané v solných reaktoroch musia zohľadňovať ich použitie. Vzhľadom na pracovnú teplotu, je vhodné voliť solné zmesi, ktoré sú kvapalné pri teplotách v rozmedzí 500 - 900°C. Tento teplotný rozsah je daný primárne možnosťami konštrukčných materiálov, spôsobom využitia vyrobeného tepla a ekonomikou výroby energie. S narastajúcou teplotou všeobecne narastá aj účinnosť tepelného obehu avšak pri vysokej teplote rastú aj náklady na konštrukčné materiály a údržbu takéhoto zariadenia.

Ďalším kritériom pri výbere solných zmesí sú ich chemické parametre. Soli musia byť stabilné, nesmú reagovať s bežnými konštrukčnými materiálmi a musia byť čo najmenej korozívne a ideálne čo najmenej škodlivé pre životné prostredie v prípade úniku.

Okrem týchto parametrov musia soli spĺňať aj množstvo fyzikálno-mechanických požiadaviek. V niektorých projektoch reaktorov je využitá prirodzená konvekcia k zabezpečeniu obehu chladiva. Solná zmes musí byť v takomto prípade schopná dosiahnuť požadovanú zmenu hustoty v závislosti na teplote. Ďalším dôležitým parametrom je viskozita roztavenej solnej zmesi. Je žiadúce, aby sa solná zmes chovala čo najviac ako ideálna kvapalina - bez viskozity. Miera prípustnej viskozity je daná primárne konštrukciou čerpadla (v prípade jeho použitia) a rozmerom potrubí.

Posledným a najdôležitejším parametrom solnej zmesi sú jadrové vlastnosti, primárne účinný prierez pre štiepenie, absorpciu a rozptyl. V prípade rýchleho reaktora je žiadúce, aby v energiách, ktoré zodpovedajú rýchlym neutrónom bol koeficient pre

Tab. 2.1: Fyzikálne vlastnosti solných zmesí pre rýchle reaktory

Solná zmes	Pomer	$T_{sol}(K)$	$T_{liq}(^{\circ}C)$	$T_{inveq}(^{\circ}C)$	ρ (g/cm ³)
NaCl-UCl ₃	0,66-0,34	523	523	-	3,30
NaCl-UCl ₃	0,44-0,56	522	687	-	4,03
NaCl-UCl ₃	0,77-0,23	522	661	-	2,94
NaCl-UCl ₃ -PuCl ₃	0,56-0,2-0,24	507	622	-	3,69
NaCl-UCl ₃ -PuCl ₃	0,38-0,46-0,16	511	716	-	4,27
NaCl-UCl ₃ -PuCl ₃	0,62-0,16-0,22	502	560	-	3,48
NaCl-UCl ₃ -PuCl ₃	0,45-0,23-0,32	505	676	-	4,07
NaCl-ThCl ₄ -PuCl ₃	0,47-0,354-0,176	-	-	323,85	4,18
NaCl-ThCl ₄ -PuCl ₃	0,574-0,223-0,203	-	-	324,85	3,77

rozptyl minimálny, v prípade palivových solí účinný prierez pre štiepenie čo najväčší a v prípade, že sa jedná o množivý reaktor, tak aj účinný prierez pre absorpciu by mal byť čo najvyšší. Z autorovej bakalárskej práce vyplýva, že pre rýchle reaktory sú najvhodnejšie chloridové soli, ktoré majú oproti fluoridom nižší koeficient spomalenia a teda prílišne nemoderujú neutróny.

Podľa [25] a [20] sú najvhodnejšie trojmocné chloridové soli a v Tab. 2.1 sú vypísané potenciálne použiteľné solné zmesi a ich fyzikálne parametre.

2.2 Úvod do MCNP

MCNP je výpočtový program, umožňujúci výpočtovú analýzu jadrových a časticových úloh. Skratka znamená Monte Carlo N-particle, čo znamená, že program je vyvinutý pre výpočet problémov s neutrónovými časticami metódou Monte Carlo. V tejto podkapitole sa práca bude venovať popisu programu MCNP a jeho využitiu v pokračovaní tejto práce.

Program MCNP bol vyvinutý a je udržiavaný v národnom laboratóriu v Los Alamos v Spojených štátoch amerických. Počiatky vývoja programu siahajú do 40. rokov 20. storočia a prvé kalkulácie boli vykonané v roku 1948 na počítači Eniac. [11] Pri práci s programom je potrebné brať ohľad na fakt, že napriek tomu, že program v súčasnej dobe beží s pomocou modernej výpočtovej techniky, niektorá jeho štruktúra a názvoslovie rešpektujú historický vývoj programu. Pre príklad je možné uviesť, že vstupné údaje sa zadávajú v tzv. „cards“ - kartách, čo je odkaz na dierne štítky. [24]

Samotné zadávanie údajov a výpočet prebieha v textovom prostredí (napr. príkazový riadok). Pre jednoduchšiu orientáciu a uľahčenie práce pre občasných užívateľov bolo vyvinuté grafické prostredie VisedMCNP, ktoré dopĺňa program MCNP tak, že poskytuje grafický prehľad zadávaných tvarov a veličín.

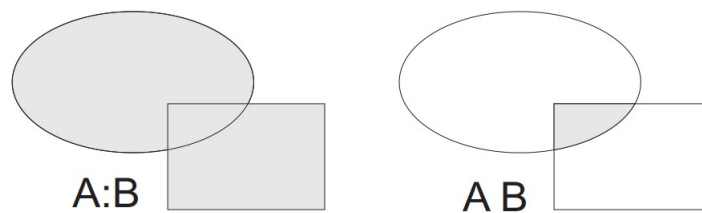
Okrem iného je vhodné na začiatok spomenúť aj aké jednotky MCNP používa. Udáva sa dĺžka v cm, energia v MeV, čas v otrasoch (10^{-8} s), teplota v MeV ($E = kT$), atómová hustota v $b^{-1}cm^{-1}$, hustota v g/cm^3 a účinný prierez v barnoch. MCNP využíva kartézsky súradnicový systém (x,y,z) . [24]

2.2.1 Štruktúra programu

Štruktúra kódu začína „Message blockom“, v ktorom užívateľ môže zapísať rôzne správy či komentáre ku kódu. Ďalej nasleduje riadok s názvom kódu a po ňom nasleduje prvý blok. Napriek číslovaniu, začneme podľa logiky tvorby geometrie - blokom č. 2.

Blok 2

V bloku 2 sa nachádzajú definície plôch. Najskôr je však potrebné povedať, ako program plochy vyhodnocuje. V MCNP je geometria definovaná oblasťami a objemami ohraničenými prvo a druhostupňovými plochami. Bunky sú definované prienikmi, plošnými súčtami a komplementárnymi časťami a obsahujú užívateľom nadefinované materiály. [24]



Obr. 2.1: Operácie Boolovej algebry v definícii plôch v programe MCNP [24]

Za prienik je možné považovať logickú operáciu OR - novú oblasť tvoria všetky oblasti A aj všetky oblasti B. Prienik môžeme definovať ako logickú operáciu AND čiže nová plocha bude obsahovať len plochy spoločné pre plochy A a B. Komplementárny operátor # je možné popísať ako logický NOR, čiže všetky plochy mimo plochy A alebo B. [24]

Definícia plochy v MCNP vyzerá nasledovne:

```
1 C/Z 5 5 10
```

kde v poradí:

- 1 predstavuje číslo plochy
- C/Z predstavuje typ plochy - valcová plocha, ktorej os je rovnobežná s osou Z
- 5 predstavuje x-súradnicu kde prechádza os plochy

- 5 predstavuje y-súradnicu kde prechádza os plochy
- 10 predstavuje polomer valcovej plochy

Uvedený kód teda reprezentuje valcovú, výškovo neohraničenú plochu s polomerom 10 cm, ktorej os je rovnobežná a osou z a táto os prechádza súradnicami $x = 5$ cm, $y = 5$ cm.

Okrem tohto má každá plocha tzv. pozitívnu a negatívnu stranu. Všeobecne sa dá hovoriť, že všetky súradnice smerom do vnútra plochy (alebo pod plochou) sú negatívne a všetky súradnice smerom von z plochy sú kladné. [24]

Blok 1

V bloku 1 sa realizuje definícia objemov. Jednotlivými plochami v bloku 2 sú definované hranice objemov. Objem v bloku 1 nazývame bunkou. Zápis bunky vyzerá nasledovne:

```
8 0 -4 5 -6 IMP:N=0 IMP:P=1
```

Prvé číslo značí číslo bunky (priradené užívateľom). Druhé číslo - 0 znamená, že objem je tvorený prázdnom - „void“ (možné považovať za dokonalé vákuum). Tretie, štvrté a piate číslo je definícia hraníc objemu - objem sa nachádza vo vnútri alebo pod plochou 4 zároveň sa nachádza nad plochou alebo smerom von z plochy 5 a zároveň sa nachádza pod plochou alebo vo vnútri plochy 6. Dva príkazy IMP znamenajú dôležitosť pre jednotlivé druhy častíc N - neutróny, P - fotóny. V tomto prípade je objem pre neutróny nedôležitý - majú nulovú váhu. Fotóny na druhú stranu však majú dôležitosť rovnú 1 (čiže 100%) a toto naznačuje, že sa bude jednať o úlohu riešiacu fotónový problém. [24]

Pre lepšiu predstavu definujme ešte iný objem:

```
7 5 -7.86 -1 2 -3 \#8 IMP:N=0 IMP:P=1
```

Jedná sa teda o plochu č. 7, pozostávajúcu z materiálu č. 5 (ktorý bude tiež neskôr definovaný) a tento materiál má hustotu 7.86 g/cm^3 . Ďalej sa objem nachádza vo vnútri alebo pod plochou 1 a zároveň nad alebo smerom von z plochy 2 a zároveň pod alebo vo vnútri plochy 3 a zároveň sa nenachádza vo vnútri bunky 8. Dôležitosť pre neutróny je nulová, pre fotóny je rovná 1. Ďalej je vhodné zmieniť, že operátor # je možné nahradiť definovaním plôch (zápis # 8 je možné nahradiť stringom 4:6:-5). [24]

Ďalej je vhodné spomenúť, že je potrebné definovať aj priestor v okolí riešeného problému ako tzv. "graveyard", kde budú všetky častice takpovediac zlikvidované. To je možné nastaviť napr. nasledovne:

```
9 0 #(7:8) IMP:N=0 IMP:P=0
```

Tento zápis znamená nasledovné: bunka má číslo 9, tvorená je prázdnom - vákuom. Hranice sú definované tak, že bunka nie je vo vnútri bunky 7, ani bunky 8 (opäť je možné použiť string plôch - (1:3:-2)) a dôležitosť pre neutróny aj pre fotóny je nulová. [24]

Okrem iného, MCNP má možnosť využívať tzv. "macrobody". Toto sú preddefinované tvary, ktoré je možné zadať do bloku 2 a nahradiť nimi sústavu plôch. Môžu sa však používať aj v ich kombinácii.

Blok 3

Blok 3 sa zaoberá definíciou používaných dát. Jedná sa o dáta popisujúce typ častíc, riešené materiály, zdroje žiarenia, spôsob vyhodnotenia výsledku, detailnosť riešenia, zrýchľovanie výpočtu, knižnice jadrových dát, typ výstupu a iné. V tomto bloku sa teda zadávajú všetky ostatné vstupné údaje okrem geometrie. [24]

Pri definovaní materiálov sa definuje nasledovné:

- unikátny materiálový identifikátor
- prvkové a izotopické zloženie
- knižnice jadrových dát

Je nutné poznamenať, že hustoty nie sú v tomto prípade špecifikované. Namieto toho sú špecifikované v bloku 1. To umožňuje použiť rovnaký materiál v niekoľkých rôznych bunkách s rôznou hustotou.

Zápis definície jednotlivých materiálov značne záleží na tom, o aký typ úlohy sa jedná. Nižšie je uvedených niekoľko rôznych príkladov pre zápis vody pre riešenie rôznych typov úloh.

Zápis pre riešenie úloh s gama žiarením by mohol vyzeráť nasledovne:

```
M1  1000  2
      8000  1
```

M1 je jedinečné označenie materiálu. 1000 je jedinečné označenie pre vodík - kde 1 je protónové číslo vodíku a 000 sú zástupné symboly pre atómovú hmotnosť, ktorá môže byť vyžadovaná pri riešení niektorých typov problémov (spravidla úlohy zaoberajúce sa neutronikou, aby bolo možné definovať špecifické izotopy). 2 je označenie počtu atómov v danej molekule.[24]

V prípade, že materiál nie je chemicky jednotný, ale jedná sa o zmes, je možné definovať jednotlivé prvky pomocou podielu hmotností (symbolizuje symbol -). Zápis by vyzeral nasledovne:

```
M1  1000  -0.11190
      8000  -0.88810
```

Pri zadávaní hmotnostných podielov je treba brať ohľad na to, že súčet podielov musí byť presne rovný 1.

Pre riešenie problémov s neutrónmi je mnohokrát potrebné špecifikovať presný izotop prvku. Používa sa tzv. ZAIID číslo ktoré má tvar ZZZAAA kde ZZZ je protonové číslo prvku a AAA je atómová hmotnosť prvku. Napríklad pre ^{235}U by zápis vyzeral 092235 alebo jednoducho 92235. [24]

Zápis pre ľahkú vodu by vyzeral nasledovne:

```
M1 1001.60c -0.11190
    8016.60c -0.88810
```

1001 a 8016 sú ZAIID identifikátory pre ^1H a ^{16}O . Symbol .60c definuje použitý súbor jadrových dát.

V prípade, že je potrebné definovať, že je vodík viazaný vo vode je potrebné k zápisu pridať ešte MT kartu. Táto definuje viazanie vodíku v molekule. Zápis vyzera nasledovne:

```
M1 1001.60c -0.11190
    8016.60c -0.88810
MT1 lwtr.01
```

Ďalej je v bloku 3 možné definovať množstvo iných uvedených parametrov a požadovaných riešení. Konkrétny a detailný popis programu MCNP nie je predmetom tejto práce. Pri vytváraní kódu do MCNP bude využitý manuál k MCNP a predovšetkým MCNP Primer. V prípade MCNP Primer sa jedná o základnú dokumentáciu programu MCNP, ktorá je vhodná hlavne pre akademickú činnosť na bežnej úrovni, bez náročnejších výpočtov. Slúži hlavne ako hrubý a jednoduchý návod na prácu s programom a ako úvod do problematiky jednotlivých výpočtov. Vychádza z neho aj značná časť tejto kapitoly a v zozname literatúry je uvedený pod č. [24].

2.3 Tvorba geometrie reaktora

Prvým krokom, ešte pred zahájením tvorby kódu vstupného súboru do MCNP, je oboznámenie sa s geometriou vybraného reaktora - reaktora Stable Salt Reactor - Wasteburner (SSR-W) Tento reaktor bol vybraný hlavne preto, lebo pri tomto projekte jestvuje najvyššia dostupnosť odborných podkladov ku konštrukcii a parametrom reaktora. Napriek tomu, reaktor SSR-W je, podobne ako iné koncepty rýchlych reaktorov chladených tekutými soľami, stále v štádiu konceptu a vzhľadom na to že sa jedná o komerčný projekt, je značne obtiažne dohľadať konkrétnu geometriu reaktora vrátane rozmerov. Z dokumentácie od výrobcu (Moltex Energy) [22] poznáme

Tab. 2.2: Prehľad geometrie a materiálov reaktora

Tvar palivového súboru	Šesťuholník
Počet trubičiek v palivovom súbore	271
Počet palivových súborov	100
Rozmer palivového súboru	20,944 cm
Rozostup medzi palivovými súbormi	21,544 cm
Hrúbka plechu krytia palivového súboru	0,1 cm
Medzera medzi palivovými súbormi	0,4 cm
Vnútorňý priemer palivovej trubičky	0,5 cm
Hrúbka steny trubičky	0,06 cm
Rozostup medzi trubičkami	1,232 cm
Výška hladiny palivovej soli	160 cm
Dĺžka plynového vankúša v trubičke	20 cm
Materiál radiálneho reflektora	PbO
Materiál radiálneho tienenia	B ₄ C (95% B ¹⁰)
Materiál palivových trubičiek	Nimonic PE16
Materiál pokrytia palivového súboru	Oceľ (SS304)
Materiál reaktorovej nádoby	Oceľ (SS304)

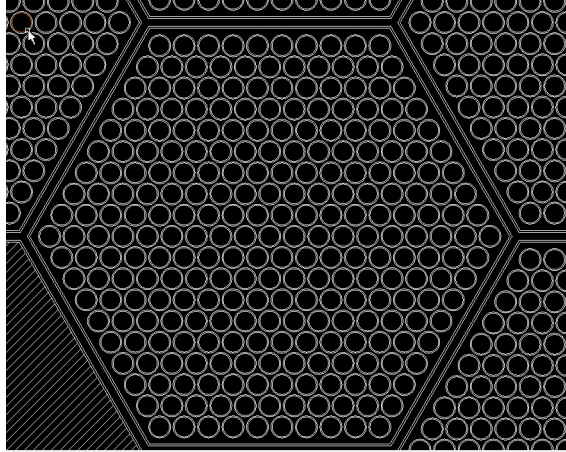
rozмеры trubičiek a tvar palivových kaziet. Okrem toho bohužiaľ Moltex Energy neuvádza žiadne ďalšie parametre.

Výpočtovú analýzu tohto reaktora (so zameraním na bezpečnosť reaktora) už realizovali v Korea Advanced Institute of Science and Technology. Z ich príspevku [18] je možné zistiť ďalšie potrebné údaje. Je nutné uviesť, že aj tento príspevok nevychádza z úplne presných dát. Niektoré údaje im boli poskytnuté výrobcom reaktora a niektoré boli odborné odhadnuté, hlavne v referencii na iné projekty aj iných typov reaktorov. Podobne je to aj v prípade materiálov reaktora.

Prehľad parametrov geometrie reaktora je v Tab. 2.2

Pre väčšiu predstavivosť bol pomocou údajov o geometrii vytvorený 2D model rezu reaktora v CAD programe DraftSight. Vytvorený model reaktora je na Obr. A.1 a na Obr. 2.2.

Ďalej je nutné podotknúť, že všetka literatúra, ktorá sa zaoberá geometriou reaktora SSR-W, sa spravidla zaoberá rezom reaktora. Jedinými tretími - vertikálnymi rozmermi sú výška trubičky, v ktorej je umiestnené palivo a hladina paliva. Nie je známe, akým spôsobom je riešené uchytenie palivových súborov ku dnu reaktorovej nádoby, aká je výška chladiacej soli odo dna reaktorovej nádoby, aká je hrúbka dna reaktorovej nádoby, rovnako nie je známe ani výšku hladiny chladiacej soli a taktiež nie je známe, aké sú presné rozmery konštrukcie reaktora nad palivovými súbormi.



Obr. 2.2: Detail palivového súboru

Preto bolo nutné zaviesť niekoľko zjednodušujúcich predpokladov. Prvým je, že hladina chladiacej soli a výška celého palivového súboru je rovná výške palivovej trubice. Ďalej uvažujeme, že reaktor nemá definované veko ani dno, ohraničený je ostro, plochami bez vertikálneho rozmeru. Ďalej zanedbávame rôzne konštrukčné detaily ako napríklad: dištančné mriežky, uchytávací mechanizmus, dorazové mechanizmy absorpčných tyčí a podobne.

2.3.1 Tvorba geometrie vo vstupnom súbore pre MCNP

Tvorba geometrie simulovaného modelu je najpodstatnejšou časťou tvorby kódu vstupného súboru do programu MCNP. Všeobecne sa taktiež dá povedať, že sa jedná o najrozsiahlejšiu časť vstupného kódu. Práve vzhľadom k rozsiahlosti je možné povedať, že tvorba komplikovanejšej geometrie zaberá aj priamo úmerne viac času. Ďalšou časovo náročnou činnosťou je „debugging“ - odstraňovanie chýb. Tu je nutné si pripomenúť, že program MCNP nemá sám o sebe žiadne grafické rozhranie. Príkazy sú zadávané pomocou príkazového riadka a aj tvorba geometrie prebieha pomocou textových príkazov. Tak, ako v inej programátorskej praxi, hľadanie chyby trojrozmernej geometrie, ktorá je definovaná textovým súborom môže byť značne náročné.

Pristúpme však k samotnej tvorbe geometrie. Keďže boli všetky parametre geometrie vyjasnené a pre lepšiu predstavivosť aj nakreslená v CAD programe, sú splnené všetky náležitosti potrebné k tvorbe kódu.

Definovanie plôch

Štruktúra vstupného kódu MCNP pozostáva z troch blokov, ako je uvedené vyššie. Pre prehľadnosť, práce nebude začínať popisom Bloku 1 - definíciou buniek, ale Blokom 2 - definíciou plôch. K tomuto tento opačný prístup je zvolený hlavne

preto, lebo vstupný kód MCNP je prispôsobený pre strojové čítanie a nie je teda uspokojený ľudskej logike programovania.

Prvou plochou, ktorú je potrebné definovať, je vonkajšia plocha steny reaktorovej nádoby. Vieme, že vnútorný polomer reaktorovej nádoby je 300 cm. Hrúbka steny je 26,5 cm. Vonkajší polomer reaktorovej nádoby je teda 326,5 cm. Túto plochu definujeme ako valcovú plochu, ktorej os je rovnobežná s osou z a zároveň jej os prechádza počiatkom súradnicovej sústavy. Číslovanie jednotlivých plôch je dané užívateľom, nemá vplyv na samotnú definíciu plochy.

10 cz 326.5

10 je číslo plochy, cz definuje typ plochy (valec ktorého os je rovnobežná s osou z), 326.5 definuje polomer valca. Ostatné parametre sú vynechané, os valca bude teda prechádzať počiatkom súradnicovej sústavy.

Ďalšou plochou bude vnútorná plocha steny reaktorovej nádoby. Ako je uvedené vyššie, vnútorný polomer valca je 300 cm. Ostatné parametre ostávajú rovnaké ako pri ploche č. 10.

20 cz 300

20 je číslo plochy, cz definícia valca s osou rovnobežnou s osou z a 300 je polomer valca.

Pri definovaní plôch je nutné podotknúť, že definované plochy sú v MCNP vo väčšine prípadov nekonečnej veľkosti. Preto aj dve valcové plochy definované vyššie, majú síce svoj konečný rozmer vo forme polomeru, ale ich výška je nekonečná. Aby sme mohli neskôr definovať stenu reaktorovej nádoby musíme vytvoriť plochy - normály k ose z, ktoré ohraničia valcové plochy a poskytnú hranice steny po jej hrúbke.

Prvú plochu - spodnú vytvoríme tak aby stred reaktora ležal v počiatku súradnicového systému. Keďže výška palivovej trubice je 180 cm (čo pomocou zjednodušujúcich predpokladov predstavuje výšku reaktora, resp. aktívnej zóny) musíme plochu umiestniť tak, aby na ose z ležala v bode -90 cm. Definícia vyzerá nasledovne:

30 pz -90

30 je číslo plochy, pz je definícia normálovej plochy k ose z a plocha sa nachádza v bode -90 na osi z.

Taktiež je potrebné definovať plochu ktorá bude reaktor ohraničovať zhora. Postup vytvárania plochy je rovnaký ako pri spodnej ploche len na ose z bude pretínať bod 90.

40 pz 90

40 je číslo plochy, pz je definícia normálovej plochy k ose z a plocha pretína na ose z bod 90.

Už sú vytvorené plochy tvoriace reaktorovú nádobu. Pri tvorbe normálových plôch k ose z ešte je potrebné ale zostať, pretože je potrebné vytvoriť plochu, ktorá bude ohraničovať hladinu palivovej soli v palivovej trubici. Z [22] vieme, že výška hladiny je 160 cm. Zvyšných 20 cm tvorí tzv. „gas plenum“ čiže plynové plénum. Keďže počiatok súradnicovej sústavy je v strede reaktora, plocha ohraničujúca hladinu palivovej soli bude umiestnená v bode 70 na ose z (o 20 cm nižšie ako horný koniec palivovej trubice). Zápis vyzerá nasledovne:

$$50 \quad pz \quad 70$$

50 je číslo plochy, pz definícia normálovej plochy k ose z a plocha pretína na ose z bod 70.

Ďalej je potrebné definovať plochy potrebné k tvorbe aktívnej zóny reaktora. Na rozdiel od postupu, akým bola tvorená stena reaktorovej nádoby, v prípade aktívnej zóny budeme na tvorbu týchto plôch využívať tzv. „macrobody“. Macrobody je preddefinovaná štruktúra - plocha, ktorá je zvyčajne relatívne bežne používaná, no zároveň je jej tvorba manuálnym spôsobom značne časovo náročná. Aktívna zóna je v projekte SSR-W tvorená hexagónovou štruktúrou. Keďže podobné štruktúry sa v jadrovej technike relatívne bežne vyskytujú (napr. aj v klasických tlakovodných reaktoroch typu VVER440 alebo VVER1000) MCNP má možnosť vytvárať jednak matice tvorené hexagónmi, tak aj samostatné hexagónové prizmy. Použitie macrobody, ktoré vytvára hexagónovú prizmu demonštrujeme na prvej ploche, ktorú je takto potrebné vytvoriť.

$$1 \quad rhp \quad 0 \quad 0 \quad -90 \quad 0 \quad 0 \quad 180 \quad 0 \quad 10.772 \quad 0$$

1 je číslo plochy, rhp je definícia hexagonálnej prizmy (Right Hexagonal Prism), čo je útvar s ôsmimi stenami, v reze v tvare šesťuholníka, 0 0 -90 je vektor definujúci polohu základne prizmy, 0 0 180 je vektor definujúci výšku prizmy a 0 10.772 0 je vektor definujúci polohu strany prizmy vzhľadom na jej os.

Táto plocha bude základnou stavebnou bunkou štruktúry aktívnej zóny. V nej sa bude nachádzať samotný palivový súbor a aj chladiaca soľ, ktorá tento súbor obklopuje. Výška a poloha prizmy je definovaná rovnako ako palivová trubica. Základňa je v bode -90 na osi z a výška prizmy je rovnako ako výška trubice 180 cm. Najdôležitejší údaj je však samotný rozmer šesťuholníka, teda vzdialenosť medzi osou a čelom. Tú je možné zistiť tak, že sa vezme polovica vzdialenosti medzi stredmi palivových súborov (polovica rozmeru FA pitch). Z [18] zistíme, že vzdialenosť medzi palivovými súborami je 21,544 cm a jej polovica činí 10.772 cm. Pri zápise vektoru tohto rozmeru je potrebné brať ohľad na polohu prizmy. Prizma je v našom prípade

v takej polohe, že jej os odpovedá osi z. Preto vektor vzdialenosti steny od osi bude priamo na ose y. Rozmer je teda nutné zapísať do y-ovej súradnice vektora.

Ďalšou plochou, ktorá je taktiež prizmou, je vonkajšia plocha steny palivového súboru. Poloha základne a výška prizmy je rovnaká ako v predošlom prípade. Je však nutné zmeniť horizontálny rozmer prizmy. Z [18] vieme, že medzera medzi palivovými súbormi je 0,4 cm. Opäť je potrebné vziať polovicu tejto vzdialenosti, keďže druhá polovica je v susednej prizme. Z rozmeru základnej prizmy sa odčíta 0,2 cm a výsledkom rozmer druhej prizmy reprezentujúcej vonkajšiu plochu steny pokrytia palivového súboru - 10,572.

$$2 \text{ rhp } 0 \ 0 \ -90 \ 0 \ 0 \ 180 \ 0 \ 10.572 \ 0$$

2 je číslo plochy, rhp definuje šesťuholníkovú prizmu, 0 0 -90 je vektor definujúci polohu základne prizmy, 0 0 180 je vektor definujúci výšku prizmy a 0 10.572 0 je vektor definujúci polohu strany prizmy vzhľadom k jej osi.

Podobne ako v predošlom prípade namodelujeme aj vnútornú stenu opláštenia palivového súboru. Z [18] vieme, že hrúbka pokrytia palivového súboru je 0,1 cm. O túto hrúbku teda zmenšíme rozmer prizmy z predošlého prípadu.

$$3 \text{ rhp } 0 \ 0 \ -90 \ 0 \ 0 \ 180 \ 0 \ 10.472 \ 0$$

3 je číslo plochy, rhp definuje šesťuholníkovú prizmu, 0 0 -90 je vektor definujúci polohu základne prizmy, 0 0 180 je vektor definujúci výšku prizmy a 0 10.472 0 je vektor definujúci polohu strany prizmy vzhľadom k jej osi.

Teraz sa pozornosť zameria na tvorbu geometrie palivového súboru. Šesťuholníkový palivový súbor obsahuje 271 palivových trubičiek umiestnených v šesťuholníkovej štruktúre. Z [18] vyplýva, že stredy trubičiek sú od seba vzdialené 1,232 cm. Tým, že trubičky sú umiestnené v pomyselnéj šesťuholníkovej štruktúre, je možné určiť rozmer šesťuholníkovej prizmy, do ktorej bude neskôr vkložená trubička (v modeli MCNP). Rozmer šesťuholníkovej prizmy je teda polovica vzdialenosti medzi stredmi trubičiek - 0,616 cm. Prizma je modelovaná podobne ako v predošlých prípadoch.

$$4 \text{ rhp } 0 \ 0 \ -90 \ 0 \ 0 \ 180 \ 0.616 \ 0 \ 0$$

4 je číslo plochy, rhp definuje macrobody šesťuholníkovej prizmy, 0 0 -90 je vektor definujúci polohu základne prizmy, 0 0 180 je vektor definujúci výšku prizmy a 0.616 0 0 je vektor priečného rozmeru prizmy. Za pozornosť stojí práve posledný z vektorov; na rozdiel od predošlých prípadov, keď bola strana prizmy definovaná tak, že bola kolmá na os y, je teraz strana prizmy kolmá na os x. To je dané s ohľadom na to, že šesťuholníky tvoriace vnútornú štruktúru sú spravidla o 90° natočené oproti svojej obálke.

Nakoniec ostáva namodelovať palivovú trubicu. Jej definícia je tvorené jednoducho - dvoma sústrednými valcovými plochami. Vnútornej má polomer 0,5 cm, čo odpovedá vnútornejmu polomeru trubice a vonkajšia s polomerom 0,56 cm čo zodpovedá súčtu vnútornejho polomeru trubice a hrúbky jej steny. Spodná a horná ohraničujúca plocha už definovaná je a to plochou 30 a 40.

5 cz 0.5

6 cz 0.56

5 a 6 sú čísla plôch, cz definícia valcovej plochy a 0,5 a 0,56 sú polomery valcov.

Všetky fyzické plochy už definované sú. Ešte je však potrebné namodelovať plochu, ktorá slúži na ohraničenie štruktúry palivových súborov. Palivové súbory sú umiestnené v šesťuholníkovej štruktúre tak, ako je popísané vyššie. MCNP však potrebuje, aby štruktúra bola ohraničená. Potrebujeme teda valcovú plochu, ktorá obopne celú aktívnu zónu, reflektor a tienenie a prídavné pomocné šesťuholníkové prizmy naplnené chladivovou soľou, ktoré budú slúžiť na celistvé vyplnenie valca.

60 cz 211.5

60 je číslo plochy, cz definícia valcovej plochy a 211,5 polomer valca.

Definovanie buniek

Hlavnou časťou tvorby geometrie v MCNP je tvorba buniek. Bunka (ang. „cell“) je v MCNP časť geometrie, ktorá má tri rozmery, je ohraničená plochami, má priradenú dôležitosť a materiál. Bunkou môže byť aj časť geometrie, ktorá predstavuje štruktúru. Takáto bunka má tzv. nulový materiál - vákuum a spravidla tvorí výplň inej nadradenej bunky.

Práve takouto bunkou kód predmetnej simulácie začína. Modeluje rozloženie palivových a regulačných súborov. Jedná sa o štruktúrovú bunku (ang. „lattice“). Štruktúra je definovaná rozmerom: bunka -12 až 12 v osi x, -11 až 11 v osi y a 0 v osi z. Štruktúra je šesťuholníková a je zložená z príziiem definovaných ako plocha 1.

```
111 0 -1 u=1 lat=2
    fill=-12:12 -11:11 0:0
    ..... Štruktúra buniek .....
311 0 -60 -40 30 fill=1 u=400
```

Detail kódu je možné vidieť v prílohe B.

Štruktúrová bunka je bunka 111. 0 znamená, že má priradený nulový materiál, -1 znamená, že je zložená z vnútra plochy 1, u=1 je priradenie „vesmíru“ (MCNP používa pojem „universe“, čo v preklade znamená vesmír; vhodnejšie je to chápať ako

nový priestor, novú súradnicovú sústavu) a lat=2 je typ štruktúry - šesťuholníková. Karta fill definuje rozmer štruktúry. V štruktúre buniek sú vložené bunky ktorými má byť štruktúra vyplnená. Nejedná sa však o číslo bunky, ale identifikátor, ktorým môže byť označené väčšie množstvo buniek, tzv. vesmír (ang. „universe“). Využitie tohto identifikátora je možné pozorovať na ďalšej bunke; 311 je bunka, do ktorej bude štruktúra vyplnená. Bunke 111 je priradený vesmír 1 (u=1) a druhá bunka je týmto vesmírom vyplnená (fill=1). Bunke 311 je navyše priradený vesmír 400, ktorý bude využitý neskôr.

Bunka 311 je teda nadradená bunka, do ktorej bude štruktúra vyplnená. Pri definovaní buniek bolo spomenuté, že táto štruktúra bude vyplnená do vnútra valca definovaného plochou 60. Pri definovaní bunky 311 toto môžeme pozorovať - 0 je nulový materiál, -60 -40 30 je definovanie ohraničenia plochami (vnútri plochy 60, pod plochou 40 a nad plochou 30) a fill=1 je vyplnenie vesmírom 1 a u=400 priradenie bunky vesmíru 400.

Ďalej definujeme bunku, ktorá reprezentuje soľ v reaktorovej nádobe, ale mimo šesťuholníkovú štruktúru definovanú vyššie.

```
211 1 -1.62 -20 -40 30 #311 u=400
```

211 je číslo bunky 1 je číslo materiálu, z ktorého je bunka zložená (materiál 1 je chladiťová soľ), -1.62 je hustota materiálu v g/cm³ -20 -40 30 je ohraničenie plochami (vnútri plochy 20, pod plochou 40, nad plochou 30), #311 znamená, že bunka 311 je z priestoru ohraničeného plochami vyňatá a u=400 je priradenie vesmíru 400.

Týmto máme definovaný makropohľad na vnútro reaktora. Definujme teraz palivový súbor, ktorý sa nachádza v štruktúre aktívnej zóny. Hlavná bunka, do ktorej bude vyplnené vnútro palivového súboru je definovaná nasledovne:

```
3 0 -1 fill=2 u=31
```

3 je číslo bunky, 0 je nulový materiál, -1 je vymedzenie ohraničenia plochami (vnútri plochy 1), vyplnená bude bunkami priradenými vesmíru 2 a bunka samotná je priradená vesmíru 31.

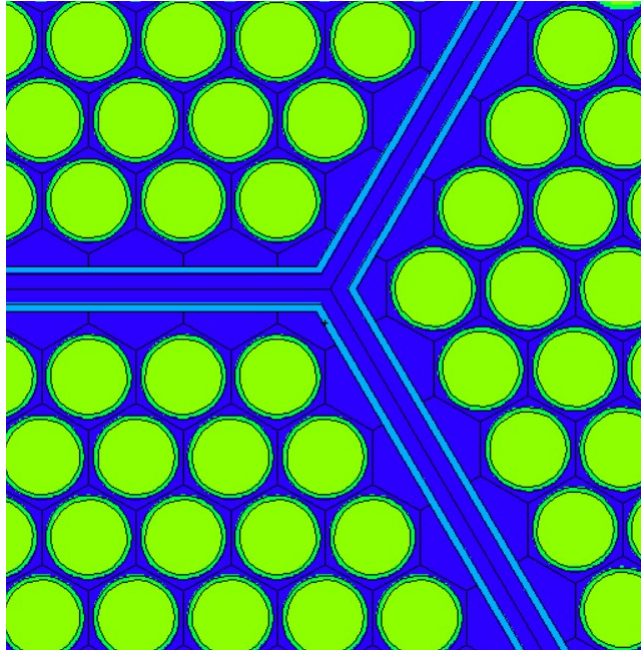
Postupujme teda z vonku do vnútra. Najskôr definujeme chladiacu soľ v okolí palivového súboru a opláštenie kazety.

c Soľ dookola kazety

```
4 1 -1.62 -1 2 u=2
```

c Plech kazety

```
5 2 -8.03 -2 3 u=2
```



Obr. 2.3: Detail styku palivových súborov v štruktúre

Význam jednotlivých hodnôt je rovnaký ako v predošlých prípadoch. Pre väčšiu prehľadnosť je na Obr. 2.3 zobrazený detail miesta, kde susedia tri palivové súbory.

Ďalej nasleduje tvorba štruktúry palivového súboru. Podobne, ako v prípade štruktúry palivových súborov, je potrebné vytvoriť bunku, ktorá bude reprezentovať šesťuholníkovú štruktúru palivových trubíc.

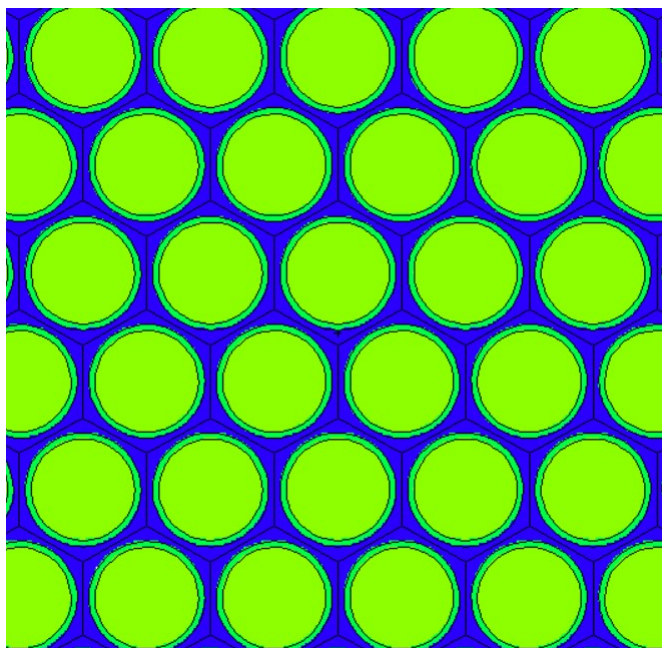
```
6  0  -4 u=66 lat=2 $ROW 1
    fill=-10:10 -10:10 0:0
    .....štruktúra palivových trubíc.....
66 0  -3 fill=66 u=2
```

Štruktúru, podobne ako v prípade palivových súborov, vložíme do nadradenej bunky 66.

Teraz je potrebné vytvoriť jeden kanál palivového súboru. Doslova to znamená naplniť prizmu reprezentujúcu časť štruktúry palivového súboru trubičkou s palivom a chladiacou soľou okolo nej. Vytvoríme teda najskôr bunku jedného kanála.

```
7  0  -4 fill=3 u=7
```

Kanál má nulový materiál a budeme ho plniť bunkami s priradeným vesmírom 3. Ďalej opäť postupujeme ako v prípade tvorby samotného palivového súboru, z vonku do vnútra. Vytvoríme teda najskôr bunku, ktorá bude reprezentovať chladiacu soľ okolo trubice.



Obr. 2.4: Detail štruktúry palivových trubíc

```
8 1 -1.62 -4 6 u=3
```

Ďalej podobným spôsobom vytvoríme trubicu.

```
9 3 -8.00 -6 5 -40 30 u=3
```

Teraz môžeme definovať samotné palivo. Musíme však uvažovať, že palivo ne-napĺňa trubicu v celosti, ale len do výšky 160 cm. Nad ňou je tzv. „gas plenum“ tvorené dusíkom. Na toto oddelenie použijeme plochu 50.

c Palivová soľ

```
10 4 -3.69 -5 -50 30 u=3
```

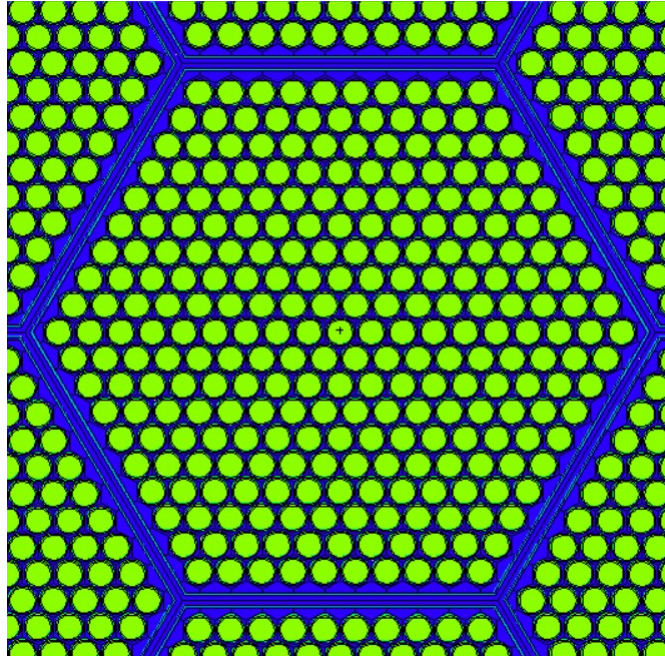
c Gas plenum

```
101 8 -0.0012506 -5 -40 50 u=3
```

Detail na štruktúru palivových trubíc je na Obr. 2.4

Tým je ukončené modelovanie palivového súboru. Rez namodelovaného palivového súboru zobrazeného v programe VisEd (zobrazovací program k MCNP) je zobrazený na Obr. 2.5

Rovnakým spôsobom ako bol vytvorený palivový súbor vytvoríme regulačný súbor. Regulačný súbor sa od palivového líši tým, že na vybraných pozíciách sú umiestnené prázdne trubičky, do ktorých sa zasúva absorpčná tyč. Model je však bez absorpčných tyčí, trubička je naplnená dusíkom. Poloha vybraných pozícií je



Obr. 2.5: Detail palivového súboru v programe Vised

inšpirovaná rozložením palivového súboru reaktora VVER-1000. Geometria reaktora VVER-1000 nezodpovedá reaktoru SSR-W, preto je nutné spomenúť, že poloha prázdnych kaziet a tvar ich umiestnenia je podobný, nie však rovnaký! Detail kódu je možné vidieť v prílohe B. Detail regulačného súboru je možné vidieť na Obr. 2.6. Červené trubice predstavujú prázdne pozície (resp. naplnené dusíkom) pre absorpčné tyče.

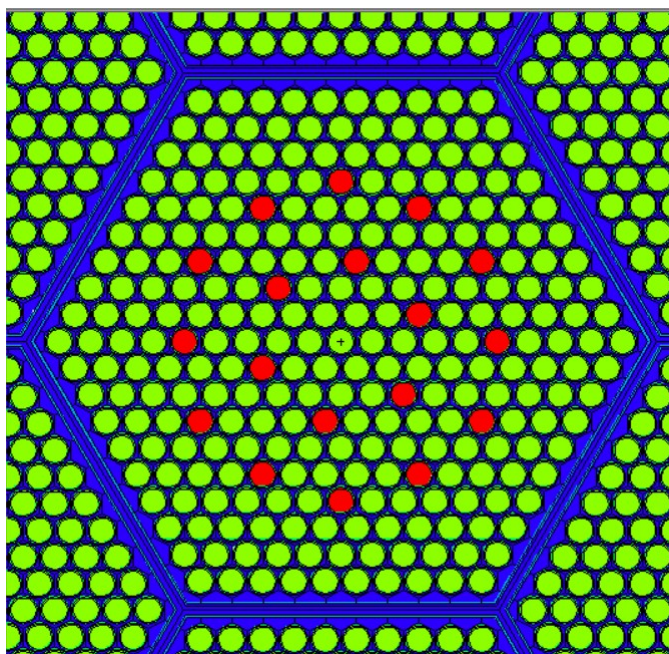
Po vytvorení regulačného súboru je ešte nutné vytvoriť niekoľko ďalších buniek, ktoré budú reprezentovať materiál na ďalších pozíciách v štruktúre reaktora. Takými bunkami sú hlavne reflektor a tienenie reaktora. V dokumente [18] je reflektor aj tienenie modelované rovnakou štruktúrou ako palivové a regulačné súbory. Vytvoríme teda bunky, ktoré budú mať geometriu jednej hexagónovej prizmy a budú naplnené príslušným materiálom. V prípade reflektora bude zápis bunky vyzeráť nasledovne:

```
23 6 -9.349 -1 u=23
```

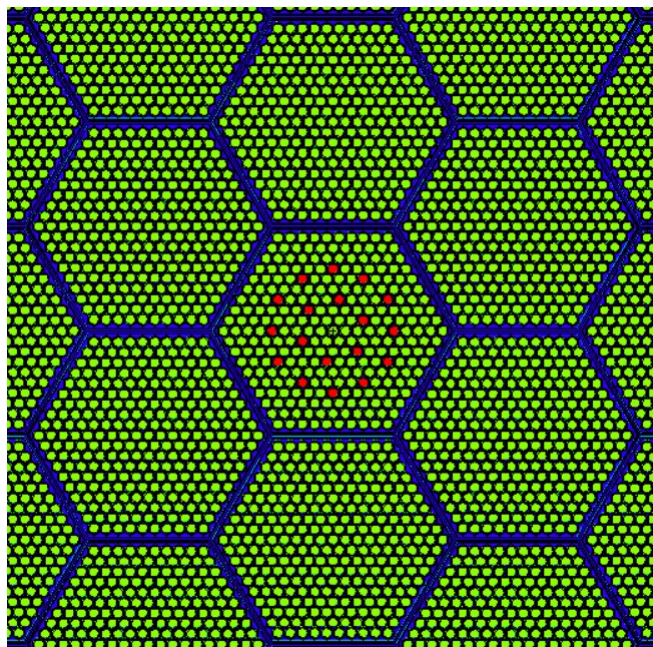
23 je číslo bunky, 6 je číslo priradeného materiálu, -9.349 je hustota materiálu v g/cm^3 , -1 znamená, že bunka bude vnútri plochy 1, a u=23 je priradenie bunky príslušnému vesmíru.

Bunku tienenia vytvoríme obdobným spôsobom:

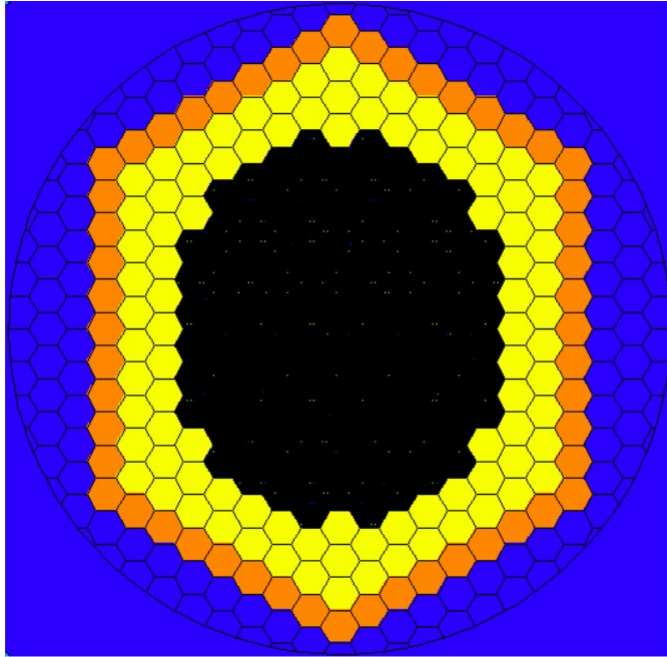
```
24 7 -2.52 -1 u=24
```



Obr. 2.6: Detail regulačného súboru



Obr. 2.7: Regulačný súbor v štruktúre AZ



Obr. 2.8: Zobrazenie modelu štruktúry

24 je číslo bunky, 7 je číslo priradeného materiálu, -2,52 je hustota materiálu v g/cm^3 , -1 znamená, že bunka sa bude nachádzať vo vnútri bunky 1 a $u=24$ je priradenie príslušnému vesmíru.

Keďže akákoľvek štruktúra typu „lattice“ musí byť v celosti ohraničená plochami, musíme ešte do štruktúry doplniť bunky, ktoré budú slúžiť ako výplň do plného rozmeru plochy. Bunky definujeme podobne ako reflektor a tienenie do hexagónovej prizmy, no jej výplň bude zhodná ako materiál okolo aktívnej zóny, t.j. chladiaca soľ. Takúto bunku definujeme nasledovne:

26 1 -1.62 -1 u=26

26 je číslo bunky, 1 je priradenie materiálu k bunke, -1,62 je hustota materiálu, -1 znamená, že bunka sa bude nachádzať vo vnútri bunky 1 a $u=26$ je priradenie bunky príslušnému vesmíru.

Štruktúra aktívnej zóny, reflektor, tienenie aj chladiaca soľ sú týmto namodelované. Hotová štruktúra AZ, reflektora a tienenia je na Obr. 2.8. Čiernou farbou sú zobrazené palivové a regulačné súbory, žltou reflektor, oranžovou tienenie a modrou chladiaca soľ.

Ostáva namodelovať reaktorovú nádobu a priestor mimo reaktoru, ktorý bude slúžiť ako ohraničenie modelu. Tomuto priestoru sa hovorí „graveyard“ a má nulovú dôležitosť pre neutróny. Bunku reaktorovej nádoby vytvoríme nasledujúcim spôsobom:

```
25 2 -8.03 -10 20 -40 30 u=400
```

25 je číslo bunky, 2 je priradenie materiálu bunke, -8.03 je hustota materiálu, -10 20 -40 30 je definovanie polohy bunky (z vonkajšej strany plochy 20, vo vnútri plochy 10, pod plochou 40 a nad plochou 30) a u=400 je priradenie bunky príslušnému vesmíru.

Teraz máme vytvorený celý model reaktora. Každá časť väčšia časť reaktora (reaktorová nádoba, hexagónová štruktúra a chladica soľ) majú pridelený vesmír č. 400. Teraz je ešte potrebné vytvoriť bunku, ktorá bude reprezentovať reaktor ako celok v základnom (hlavnom) vesmíre.

```
400 0 -10 -40 30 fill=400
```

400 je číslo plochy, 0 znamená nulový materiál, -10 -40 30 znamená, že bunka je vo vnútri plochy 10, pod plochou 40 a nad plochou 30 a fill=400 znamená, že je bunka vyplnená všetkými bunkami priradenými vesmíru 400.

Priestor mimo reaktora ohraničujúci model definujeme nasledovne:

```
900 0 #400
```

900 je číslo bunky, 0 znamená, že sa jedná o nulový materiál (vákuum) a #400 znamená, že sa jedná o celý priestor mimo bunky 400.

Týmto je hotový model geometrie reaktora. Všetky potrebné bunky sú definované. Blok 1 a blok 2 kódu MCNP je teda hotový.

2.4 Blok 3 - definícia dát

Tretí a posledný blok kódu vo vstupnom súbore k MCNP je jediný blok kódu, kde nie je žiadna špecifikácia geometrie. Blok začína definovaním o aký typ problému sa jedná. MCNP dokáže počítať problémy s neutrónmi a fotónmi. Keďže model reaktora a výpočet kritičnosti reaktora je čisto neutronický problém, volíme mód N - neutróny. Zápis vyzerá nasledovne:

```
mode n
```

Ďalej nasleduje zadanie požadovaného typu výpočtu. V tomto prípade sa jedná o výpočet kritičnosti. Na to slúži karta KCODE. KCODE je karta, ktorá umožňuje iteratívny spôsob výpočtu hodnoty koeficientu násobenia. Do karty sa zadávajú štyri parametre: počet neutrónov v jednej generácii, počiatočný odhad hodnoty koeficientu násobenia, počet cyklov od začiatku simulácie, ktoré nebudú uvažované do konečného výpočtu výsledku a celkový počet cyklov. Zápis je nasledujúci:

```
kcode 10000 1.000000 100 1000
```

10000 je počet neutrónov v jednej generácii, 1.000000 je počiatkový odhad hodnoty koeficientu násobenia, 100 je počet cyklov od začiatku simulácie, ktoré nebudú uvažované do konečného výsledku a 1000 je celkový počet cyklov.

Karta KCODE ešte potrebuje definovanie počiatkového rozloženia zdrojov neutrónov, resp. definovanie bodu, z ktorého má začať simulácia. Toto sa dá vykonať pomocou použitia vstupného súboru .inps alebo pomocou karty KSRC, v ktorej budú definované súradnice počiatkového bodu. Zápis vyzerá nasledovne:

```
ksrc 0.000000 0.000000 0.000000
```

Počiatkový bod je definovaný v bode (0;0;0), ktorý predstavuje stred modelu reaktora.

2.4.1 Definovanie materiálov

Definovanie materiálov, z ktorých sú tvorené jednotlivé bunky vo výpočte pomocou MCNP pozostáva z nasledujúcich častí:

- definovanie unikátneho čísla materiálu
- prvkové, resp. izotopické zloženie
- použitie špecifického súboru jadrových dát.

Poznamenajme, že v tomto bloku dát nie je definovaná hustota materiálu. Namiesto toho je hustota zadaná v bloku definujúcom jednotlivé bunky. [24]

Pre výpočtové problémy, ktoré uvažujú neutrónový prenos je nutné špecifikovať kontrétny izotop. MCNP využíva ZAID číslo izotopu, ktoré pozostáva zo šiestich číslic ZZZAAA, v ktorých je ZZZ atómové číslo Z a AAA je atómová hmotnosť izotopu, resp. jeho nukleónové číslo. Napríklad, izotop ^{235}U má ZAID číslo 092235, resp 92235. Ak je žiadúce využiť prírodné izotopické zloženie prvku, ZAID číslo vyzerá nasledovne: ZZZ000. Poznamenajme, že priebehy účinného prierezu pre prírodné zloženie izotopov nie sú vždy dostupné pre každý prvok a každú variantu stavu materiálu (napr. pre rôzne teploty). [24]

Definícia materiálu vyzerá nasledovne:

```
c Materiály-----
```

```
c Palivo
```

```
m4 11023.60c -0.2202
    92235.61c -0.0275
    92238.61c -0.1102
    17000.60c -0.4760
    94239.61c -0.1661
```

V tomto zápise môžeme pozorovať zápis materiálu č. 4 (prvé dva riadky sú komentáre). Jedná sa o palivovú zmes solí NaCl-UCl₃-PuCl₃. Prvý riadok definuje sodík. 11 je atómové číslo sodíku. 023 je špecifikácia atómovej hmotnosti izotopu (definuje zároveň nukleónové číslo). .60c definuje použitie špecifického súboru jadrových dát (v tomto prípade sa jedná o základnú knižnicu pre MCNP ENDF-VII pri teplote 273,15K). -0,0594 definuje podiel daného izotopu v materiáli. Znamienko mínus pred číslom hovorí o tom, že sa jedná o hmotnostný podiel. Pri určovaní hodnoty hmotnostného podielu musíme brať do úvahy atómovú hmotnosť izotopu, podiel izotopu v prvku, podiel prvku v látke a nakoniec podiel konkrétnych solí v zmesi solí. Nasleduje príklad výpočtu pre prvky palivovej soli.

Poznáme parametre:

- Pomer zmesi NaCl-UCl₃-PuCl₃: 0,56-0,2-0,24
- Obohatenie uránu: 20%
- Atómová hmotnosť chlóru: 35,45
- Atómová hmotnosť uránu: 235,04
- Atómová hmotnosť sodíka: 22,98

Podiel hmotnosti uránu v soli UCl₃:

$$m_{U-UCl_3} = \frac{A_U}{A_U + 3 \cdot A_{Cl}} = \frac{235,04}{235,04 + 3 \cdot 35,45} = 0,6885$$

Podiel uránu v celej soľnej zmesi:

$$m_U = m_{U-UCl_3} \cdot p = 0,6885 \cdot 0,2 = 0,1377$$

Podiel ²³⁵U v celkovom podieli uránu v zmesi:

$$m_{U235} = m_U \cdot p_o = 0,1377 \cdot 0,2 = 0,0275$$

Podiel ²³⁸U v celkovom podieli uránu v zmesi:

$$m_{U238} = m_U \cdot p_{1-o} = 0,1377 \cdot (1 - 0,2) = 0,1102$$

Obdobným spôsobom dopočítame zvyšné hmotnostné podiely materiálov. Takto definujeme palivo, chladivo, konštrukčnú oceľ, niklovanú oceľ, reflektor, tienenie a dusík ako inertný plyn nad palivom.

Zloženie konštrukčnej ocele a niklovanej ocele je v prílohách B.1 a B.2.

2.4.2 Definovanie dôležitosti buniek

Na záver kódu je nutné ešte špecifikovať ktoré bunky majú danú dôležitosť pre daný typ častíc. V našom prípade sa jedná o všetky bunky okrem poslednej, ktoré majú dôležitosť 1 pre neutróny. Posledná bunka - "graveyard" má z princípu dôležitosť pre neutróny 0.

Zápis je nasledovný:

```
imp:n    1 32r      0
```

Zápis znamená nasledovné: Dôležitosť pre neutróny je 1 pre prvú bunku, tak isto pre ďalších 32 a posledná bunka má dôležitosť 0.

2.5 Testovanie simulácie

Kód je v tomto štádiu kompletný. Je teda možné prejsť na spustenie samotnej simulácie. Kód spustíme v príkazovom okne MCNP pomocou príkazu

```
mcnp6 n=nazovsuboru.inp
```

Poznamenajme, že textový súbor sa musí nachádzať v priečinku, kde je MCNP nainštalované a zároveň je nutné sa pomocou príkazu *cd* dostať aj na úroveň práve tohto priečinku. Súbor nazovsuboru.inp je samotný vstupný textový súbor.

2.5.1 Odstraňovanie chýb

Pri prvom spustení simulácie, program hlásil niekoľko chýb súvisiacich s geometriou, pre ktoré nebolo možné uskutočniť simuláciu. Z doposiaľ nezisteného dôvodu majú bunky obsahujúce funkciu fill problém vyplniť bunku, ktorá je rovnakého rozmeru ako prvok štruktúry. Preto bolo nutné niektoré z týchto buniek upraviť tak, že boli vytvorené kópie plôch, ktoré sú rozmerovo nepatrne menšie ako originálna bunka. Typickým príkladom takejto bunky je štruktúra palivových súborov, ktorú bolo nutné umiestniť nie do plochy 4 (kanál s rozmerom 0,616 cm) ale do plochy 114 (kanál s rozmerom 0,6159 cm).

```
Lattice palivových prútikov
14  0  -114 u=44 lat=2
    fill=-10:10 -10:10 0:0
```

Ďalším problémom, ktorý sa vyskytol, bola nedostupnosť priebehov účinných prierezov pre niektoré izotopy, hlavne priebehov účinných prierezov pre prvky s definovaným prírodným izotopickým zložením. Preto bolo nutné v niektorých prípadoch manuálne definovať izotopické zloženie. Takýmto prvkom bol v neskorších simuláciách napr. chlór, kde by zjednodušenie na hlavný, väčšinový izotop zásadným spôsobom skreslilo výsledky. To je z toho dôvodu, že chlór je zložený väčšinovo z izotopu Cl-35 (približne 75%) a z izotopu Cl-37 (25%). Izotop Cl-37 má však oveľa väčší účinný prierez pre záchyt ako Cl-35 a pri jeho zanedbaní by sa neporovnateľne zlepšila neutrónová ekonomika. Tam, kde to však nemalo zásadný vplyv na

výsledky (hlavne v prípade zložiek ocelí, ktorých podiely sú neporovnateľne menšie ako množstvo ich základných materiálov) bola vykonaná aproximácia na väčšinový izotop.

2.5.2 Voľba parametrov simulácie

Ako už bolo spomenuté v podkapitole 2.4, na karte KCODE je nutné zvoliť niekoľko parametrov iteračného výpočtu. Počiatočný odhad a počet cyklov od začiatku simulácie, ktoré sa nebudú započítavať do konečného výpočtu nemajú vplyv na čas výpočtu. Majú však istý vplyv na presnosť výpočtu. Pri voľbe týchto parametrov vychádzame z teoretických predpokladov.

Vieme, že model reaktora bude s regulačnými tyčami úplne vysunutými do maximálnej hornej polohy. Preto uvažujeme, že koeficient násobenia bude väčší ako 1. Nevieme však, ako veľmi sa bude k_{eff} meniť pri rôznych parametroch výpočtu. Preto môžeme bez spôsobenia väčšej chyby uvažovať počiatočný odhad $k_{eff} = 1$.

Pri určovaní počtu cyklov od začiatku simulácie, ktoré nebudú uvažované do finálneho výsledku vychádzame z predošlej skúsenosti s pokusnými výpočtami v MCNP. Odchylka od finálneho výsledku, ktorá je menšia ako povolená chyba nastáva väčšinou už po 20. cykle. Vzhľadom na to, že neskôr budeme uvažovať 1000 cyklov celkovo, volíme množstvo „preskočených“ cyklov 100.

Ďalej určujeme celkový počet cyklov a počet neutrónov v jednej generácii. Tieto dva parametre majú zásadný vplyv na presnosť a hlavne dobu trvania simulácie. Pri voľbe celkového počtu cyklov vychádzame opäť z predošlej skúsenosti. Aby sme mohli výpočet považovať za validný, musíme uvažovať dostatočný počet cyklov. Vzhľadom na rozmiery a mieru komplexnosti modelu bol určený počet cyklov 1000.

Ako posledné určíme počet neutrónov v jednej generácii. V tomto prípade musíme vytvoriť kompromis medzi dobou trvania výpočtu a presnosťou výpočtu. Počet cyklov bol teda určený experimentálne.

Ako prvé bolo vyskúšané nastavenie 500 neutrónov v jednej generácii. Výpočet bol rýchly, trval približne 30 minút. Ďalej bolo vyskúšané nastavenie 100 000 neutrónov v jednej generácii. Výpočtový čas sa s počtom neutrónov zvyšuje lineárne, preto bol predpoklad, že výpočet bude trvať okolo 100 hodín. Tento odhad bol správny, výpočet trval približne 95 hodín. Výpočet bol presnejší, chyba sa prejavila už na druhom desatinnom mieste. Okrem toho bola pri tomto výpočte objavená chyba geometrie, ktorá bola opravená spôsobom popísaným v podkapitole 2.5.1.

Zvolená bola optimálna varianta - 10 000 neutrónov v jednej generácii. Pri tomto výpočte bola odchylka až na štvrtom desatinnom mieste, čo je dostatočná presnosť výpočtu s ohľadom na to, že sa jedná o štatistickú metódu. Čas výpočtu bol 8,5 h.

2.6 Výsledky citlivostnej analýzy

Po odladení parametrov výpočtu a odstránení chýb, bolo možné pristúpiť k samotnej citlivostnej analýze. Tak, ako už bolo vyššie spomenuté, boli vykonané tri druhy citlivostnej analýzy:

- Vplyv knižníc jadrových dát
- Vplyv teploty
- Vplyv zloženia palivovej soli

Poznamenajme, že základnou palivovou soľou je zmes $\text{NaCl} - \text{UCl}_3 - \text{PuCl}_3$ v pomere 0,56 - 0,2 - 0,24. Obohatenie uránu je 20%. Základná pracovná teplota reaktora je 700°C a referenčná teplota pre výpočet vplyvu knižníc jadrových dát 20°C (293,15 K).

2.6.1 Vplyv knižníc jadrových dát

Knižnica jadrových dát je súbor údajov o jednotlivých izotopoch definovaných v danej knižnici. Ide spravidla o priebehy účinných prierezov v závislosti na energii častice pre rôzne jadrové reakcie. Účinné prierezy sú spravidla dostupné pre rôzne parametre (napr. teplotu). Historicky existuje niekoľko knižníc jadrových dát. Americká ENDF-VII, európska JEFF, japonská JENDL alebo čínska CENDL. Knižnice sú dostupné na webových stránkach príslušných jadrových agentúr v základnom formáte ENDF alebo vo formáte ACE. Za zmienku stojí poznamenať, že aj v odbornej verejnosti existuje istá miera nedorozumenia ohľadne názvu formátu ENDF a názvu americkej knižnice ENDF. Formát ENDF (z ang. Evaluated Nuclear Data File) sa označuje len ako ENDF, prípadne s arabskou číslicou označujúcou verziu (ENDF-6). Americká knižnica vždy spravidla obsahuje názov ENDF a rímsku číslicu označujúcu danú verziu (ENDF-VII). [17]

MCNP pracuje so súbormi jadrových dát vo formáte ACE. Formát ACE (A Compact ENDF) je komprimovaný formát ENDF. Vzhľadom na to, že väčšina výpočtových programov využívajúcich metódu Monte Carlo (ako je aj MCNP) využíva práve knižnice vo formáte ACE sú niektoré hlavné knižnice dostupné priamo v tomto formáte. Vo verzii MCNP6.1, v ktorej prebiehajú všetky výpočty v tejto práci, je ako základná knižnica použitá knižnica ENDF-VII, ktorej ACE súbory sú súčasťou inštalácie MCNP. Ďalej sú priamo z webových stránok dostupné knižnice JEFF a JENDL priamo vo formáte ACE. Bohužiaľ, čínska knižnica CENDL nie je priamo dostupná vo formáte ACE. Formát ENDF, v ktorom je knižnica CENDL dostupná je možné previesť do formátu ACE, napr. pomocou programu NJOY, čo ale vzhľadom na časovú náročnosť simulácií v MCNP nie je realizovateľné v rámci tejto práce.

Preto boli na citlivostnú analýzu použité knižnice ENDF-VII, JEFF-3.3 a JENDL.

Výpočet bude prebiehať pre teplotu 293,15 K. Knížnica JENDL však nemá priamo súbor dát pre 293,15K, ale najbližšie len pre 250 K a 300 K. Preto bola v prípade knižnice JENDL použitá metóda pseudomateriálu, ktorá pomocou dvoch knižníc o vyššej a nižšej teplote ako je žiadaná, vytvorí pomocou lineárnej interpolácie s druhou odmocninou teploty potrebné hodnoty jadrových dát interpolované na požadovanú teplotu. Pomocou vzorcov sa vytvoria podiely materiálov z knižnice s nižšou a vyššou teplotou. Týmito podielmi sú následne násobené pôvodné podiely izotopov v danom materiáli. [19]

Výpočet podielov materiálov knižníc s vyššou a nižšou teplotou sú uvedené nižšie.

$$f_L = \frac{\sqrt{T_H} - \sqrt{T}}{\sqrt{T_H} - \sqrt{T_L}}$$

$$f_H = 1 - f_L$$

$$f_L = \frac{\sqrt{300} - \sqrt{293,15}}{\sqrt{300} - \sqrt{250}} = 0,1318$$

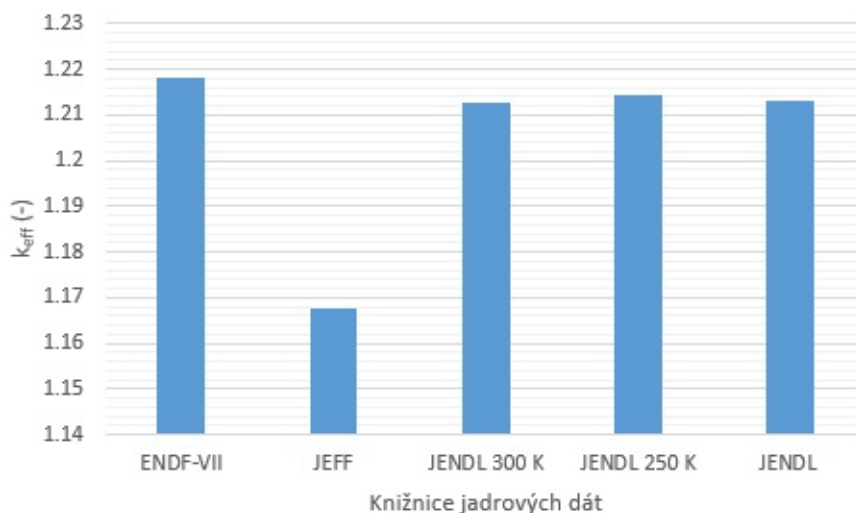
$$f_H = 1 - 0,1318 = 0,8682$$

f_L je podiel materiálov z knižnice s nižšou teplotou, f_H je podiel knižníc s vyššou teplotou, T_H je vyššia teplota, T_L je nižšia teplota a T je žiadaná teplota.

Výsledky simulácií sú v tabulke 2.3 a v grafe na obrázku 2.9. Odchylka jednotlivých výsledkov je vzťahovaná k základnej knižnici ENDF-VII.

Tab. 2.3: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv knižníc jadrových dát

Knižnica	k_{eff} (-)	δ (%)
ENDF-VII	1,21814	0,0000
JEFF	1,16743	-4,1629
JENDL 300 K	1,21280	-0,4384
JENDL 250 K	1,21428	-0,3169
JENDL	1,21299	-0,4228



Obr. 2.9: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv knižníc jadrových dát

2.6.2 Vplyv teploty

Reaktor SSR-W sa vyznačuje špecifickým spôsobom riadenia výkonu. Na rozdiel od konvenčných reaktorov, ktoré využívajú na riadenie výkonu absorpčné tyče, reaktor SSR-W využíva záporný teplotný koeficient reaktivity. Reaktor funguje tak, že neudržiava konštantný výkon, ale konštantnú teplotu. V prípade, že je pomocou postranných výmenníkov odobratý vyšší výkon ako reaktor aktuálne dodáva, dôjde k poklesu teploty a vplyvom záporného teplotného koeficientu dôjde k nárastu reaktivity a tým pádom aj výkonu. Po dosiahnutí rovnovážneho stavu výkonov sa stabilizuje teplota na pôvodnej hodnote. [13]

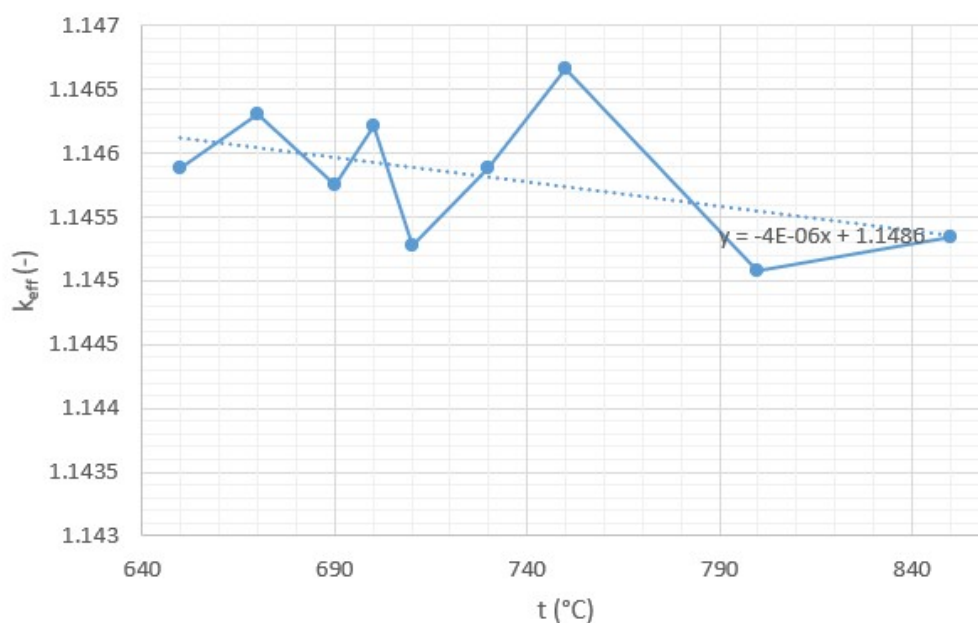
Preto je dôležité vykonať aj citlivostnú analýzu na teplotu a štatisticky určiť aká je jeho hodnota. Výrobca uvádza pracovnú teplotu približne 700°C, simuláciu teda budeme vykonávať v rozsahu od 650°C (táto teplota je nad bodom tavenia všetkých solných zmesí) do 850°C (čo je približne horná hranica pracovnej teploty). V okolí bodu normálnej pracovnej teploty bude simulácia vykonaná v kroku 10°C, inak 20°C s výnimkou teplôt nad 750°C kde je krok 50°C.

Tak, ako v predošlej podkapitole, aj tu je využitá metóda pseudomateriálu na dosiahnutie súboru jadrových dát pre žiadanú teplotu. V tomto prípade boli použité knižnica ENDF-VII pre teploty 900 K a 1200 K. Pre každú žiadanú teplotu boli vypočítané podiely materiálov z knižníc pre vyššiu a nižšiu teplotu a nimi prenasobené podiely izotopov v danom materiáli.

Výsledky simulácií sú v tabuľke 2.4 a v grafe na obrázku 2.10. Graf je preložený trendovou spojnícou. Derivácia rovnice trendovej spojnice je rovná koeficientu reaktivity reaktora.

Tab. 2.4: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv teploty

T (°C)	k_{eff} (-)
650	1,14588
670	1,14630
690	1,14575
700	1,14621
710	1,14528
730	1,14589
750	1,14666
800	1,14508
850	1,14534



Obr. 2.10: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv teploty

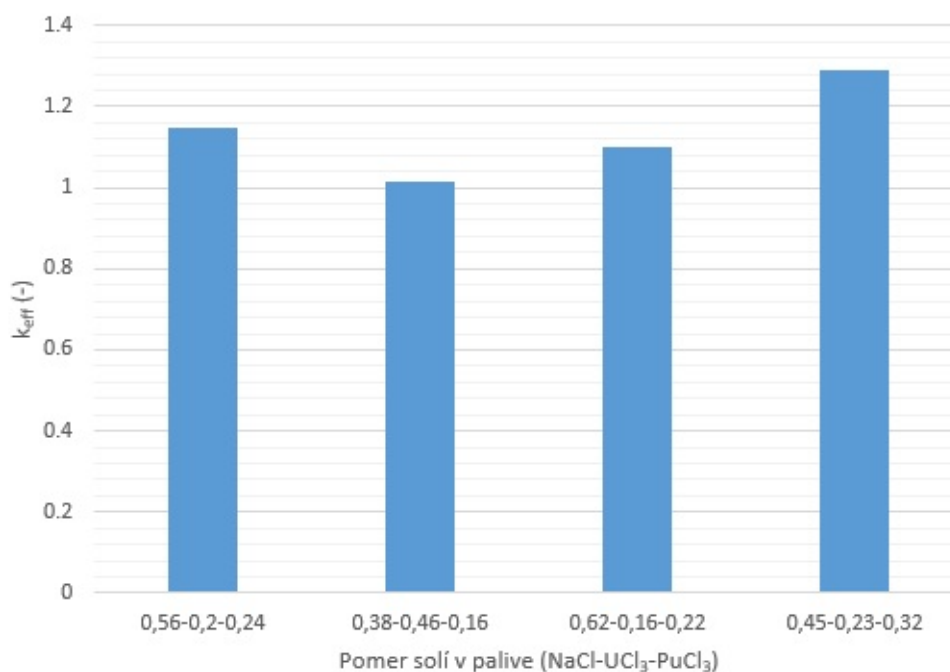
2.6.3 Vplyv zloženia palivovej soli

Reaktory s chladené roztavenou soľou poskytujú možnosť použitia širokého spektra typu paliva. Rýchle reaktory, ktoré roztavenú soľ využívajú aj ako palivo, túto možnosť ešte viac rozširujú. Reaktor SSR-W je primárne určený na využitie paliva z prepracovaného použitého jadrového paliva z konvenčných reaktorov, pomocou pridruženej technológie WATSS, ktorá je vyvíjaná spolu s reaktorom SSR-W. Z použitého jadrového paliva sa získavajú vyššie aktinoidy, ktoré je možné štiepiť pomocou rýchlych neutrónov. Výrobca však počíta s tým, že hlavnou zložkou bude plutónium.

Výpočtová analýza preto bude vykonaná na soliach, ktoré obsahujú plutónium z tabulky 2.1. Uránová časť soli má obohatenie 20%. Plutónium je použité čisté - ^{239}Pu . Teplota reaktora činí 700°C . Výsledky sú zapísané v tabuľke 2.5 a v grafe na obrázku 2.11.

Tab. 2.5: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv zloženia palivovej soli

Pomer NaCl-UCl ₃ -PuCl ₃	k_{eff} (-)
0,56-0,2-0,24	1,14621
0,38-0,46-0,16	1,01677
0,62-0,16-0,22	1,10069
0,45-0,23-0,32	1,29134



Obr. 2.11: Výsledky citlivostnej analýzy na vplyv zloženia palivovej soli

2.7 Vyhodnotenie výsledkov výpočtov

Pri skúmaní vplyvu knižníc jadrových dát na koeficient násobenia môžeme pozorovať, že najväčšiu odchýlku od základnej knižnice ENDF-VII má európska knižnica JEFF. Knižnica JEFF dosahuje odchýlky -4,1629% čo je výrazne nad očakávanou absolútnou hodnotou. Táto odchýlka je pravdepodobne spôsobená tým, že knižnica JEFF je relatívne jednoduchá a menej presná a hlavne, nemá optimalizované jadrové

dáta pre prírodné izotopické zloženie niektorých prvkov. Týmito prvkami sú hlavne chlór, uhlík, kremík, síra, draslík, titán, zirkón či molybdén. Preto muselo byť použité náhradné izotopické zloženie (hlavne v prípade chlóru) a náhrada hlavným izotopom v prírodnom zložení.

V prípade japonskej knižnice JENDL sa naopak ukázalo, že napriek tomu, že nie je presne definovaná pre teplotu 293,15 K, vo všetkých troch prípadoch (pre 250 K, 300K a 293,15 K) je absolútna odchýlka od knižnice ENDF-VII do 0,5%. Zaujímavosťou je, že knižnica je presnejšia pri teplote 250 K ako pri teplote 300K, ktorá je len o necelých 7 K bližšie k požadovanej teplote 293,15 K.

Rozdiely medzi odchýlkami knižníc JENDL a JEFF zároveň zdôrazňuje fakt, že extrahované súbory knižnice JENDL majú v súčte až 78 GB, narozdiel od knižnice JEFF, ktorá má len 5,76 GB.

Pri hodnotení vplyvu teploty je najskôr nutné poukázať na fakt, že hodnoty koeficientu násobenia pri jednotlivých teplotách by mali v ideálnom prípade podľa teoretického predpokladu postupne klesať spolu s teplotou. Vo výsledkoch však vidíme, že hodnota koeficientu násobenia značne osciluje, pri teplote 750°C je dokonca hodnota úplne mimo trend. Pravdepodobnou príčinou takéhoto oscilovania je vplyv diskretizovaných priebehov účinného prierezu v rezonančnej oblasti, pričom vplyvom Dopplerovho efektu rozširovania rezonancií mohlo dôjsť k prudkým zmenám účinného prierezu. Ďalším možným vysvetlením je, že MCNP je štatistická metóda a napriek značnej snahe o presnosť výsledku, MCNP pracuje s danou prípustnou toleranciou. Zmeny vplyvom štatistickej chyby však boli prakticky zanedbané, keďže napriek niekoľkým simuláciám pri rovnakých parametroch bol výsledok rovnaký.

Hodnoty boli preto v MS Excel preložené lineárnou trendovou spojnicou. Sklon tejto spojnice určuje derivácia funkcie opisujúcej trendovú spojnicu. Keďže sa jedná o lineárnu funkciu, derivácia takejto funkcie je rovná koeficientu a (z definície lineárnej funkcie $y = a \cdot x + b$). Hodnota teplotného súčiniteľa reaktivity teda vychádza $-4 \cdot 10^{-6}$. Táto hodnota je veľmi malá v porovnaní s hodnotou teplotného súčiniteľa reaktivity v tepelných reaktoroch s obohatením do 5%. Takáto malá hodnota je spôsobená tým, že obohatenie paliva v tomto prípade je relatívne vysoké (obohatenie uránu 20% a použitie čistého plutónia). Dopplerov efekt na účinnom priereze pre štiepenie je len o málo menší ako Dopplerov efekt na účinnom priereze pre absorpciu. Pre úplnosť, Dopplerov efekt je vplyv teploty na rozširovania rezonancií v priebehu účinného prierezu. Čím sú rezonancie širšie (a teplota vyššia) je vyššia aj pravdepodobnosť jadrovej reakcie.

Hodnota teplotného súčiniteľa reaktivity získaného vyššie popísaným výpočtom však nezahŕňa vplyv zmeny hustoty vplyvom teploty. Keďže hodnoty súčiniteľa objemovej rozťažnosti pre roztavené soli sú prakticky nedohľadateľné a bolo by nutné ich experimentálne zistiť, výpočet sa obmedzil len na vplyv teploty pomocou Dopp-

lerovho efektu.

Vplyv zloženia palivovej soli má zásadný vplyv na reaktivitu. Ako je možné pozorovať zo získaných hodnôt, čím vyššia je koncentrácia plutónia, tým vyšší je koeficient násobenia. Ďalej môžeme pozorovať, že množstvo uránovej soli prakticky nemá vplyv na koeficient násobenia. Toto je možné dobre pozorovať medzi druhým a tretím riadkom v tabuľke 2.5. Podiel v treťom riadku je podiel uránovej soli, oproti druhému riadku nižší až o 30%, a napriek tomu je hodnota koeficientu násobenia vyššia. To je dané hlavne tým, že obsah plutóniovej soli je vyšší, aj keď len o 6%.

Ďalším faktom, ktorý dokazuje, že hlavným palivom je plutónium je fakt, že pri použití výhradne uránovej palivovej zmesi NaCl-UCl₃ v pomere 0,66 - 0,34 je model reaktora veľmi podkritický. To je aj dôvod, prečo nebola vykonaná citlivostná analýza na tento typ palivovej zmesi.

Ako posledné je vhodné spomenúť, že MCNP je štatistický program. Výpočty vykonáva iteratívne, na základe zadaných vstupných parametrov. Tento spôsob výpočtu zo svojej podstaty do výsledku zanáša istú chybu. Pri výpočte kritičnosti sa vo výstupnom súbore MCNP uvádza aj hodnota nepresnosti výpočtu v absolútnej hodnote. Odchýlky jednotlivých výpočtov boli rôzne, no zmena vždy nastávala až na štvrtom desatinnom mieste. Ak teda vezmeme do úvahy najhorší možný prípad, teda odchýlku k_{eff} o 0,001 voči počiatočnému odhadu veľkosti $k_{eff} = 1$ táto odchýlka činí 0,1 %. V absolútnych hodnotách boli odchýlky od 0,0001 do cca 0,0007. Aj v najhoršom možnom prípade je teda možné prehlásiť, že výpočtová presnosť je dostatočná. Pre vyššiu presnosť je možné použiť napríklad vyšší počet cyklov, za cenu dlhšieho času výpočtu.

Záver

Prvým cieľom práce bolo oboznámiť čitateľa s problematikou reaktorov s roztavenými soľami so zameraním na rýchle rýchle reaktory a vytvoriť súpis aktuálnych projektov rýchlych MSR. Rýchly reaktor nie je nová myšlienka, v podstate sa dá povedať, že nápad na využitie rýchlych neutrónov na štiepenie existuje už od počiatkov objavu jadrového štiepenia. Práca teda teoreticky popisuje princíp rýchleho reaktora a skutočnosť, že teória štiepenia rýchlymi neutrónmi, či možnosť množenia paliva, je potvrdená skúsenosťami z existujúcich rýchlych reaktorov. Výskum však ukázal, že súčasná situácia ohľadne projektov rýchlych reaktorov s roztavenými soľami je stále do značnej miery obmedzená na niekoľko málo projektov rýchlych MSR. Do práce boli vybrané tri projekty ku ktorým bolo možné dohľadať dostatočné množstvo informácií, no napriek tomu je toto množstvo v porovnaní s inými projektami MSR (hlavne s projektami tepelných MSR) menšie. Aj tri vybrané projekty sú prezentované hlavne pomocou populárno-náučných videí a rôznych prezentácií z odborných konferencií a dohľadať odborné literárne pramene je veľmi problematické. Navyiac, ak už je nejaký projekt popisovaný aj v odbornej literatúre, obsahovo si tieto zdroje v mnohých veciach častokrát odporujú. To je dané hlavne tým, že väčšina projektov MSR je stále v štádiu konceptu, čo obzvlášť platí pre rýchle MSR. Parametre, dizajn či geometria reaktorov je teda v mnohých prípadoch stále otvorenou otázkou a vývoj týchto reaktorov je iteratívny proces, ktorý berie ohľad na spätnú väzbu od odbornej verejnosti, ale napríklad aj od príslušných štátnych regulátorov. Ďalším problémom je, že prevažná väčšina projektov MSR je financovaná zo súkromných zdrojov a konkrétne dizajnové parametre sú častokrát chránené a verejnosti neprístupné. Je teda možné konštatovať, že prvý cieľ práce sa podarilo naplniť, aj keď len do miery, ktorá odpovedá množstvu dostupných informácií.

Pre výpočtovú analýzu bol vybraný projekt Stable Salt Reaktor - Wasteburner (SSR-W). Hlavným dôvodom bola práve už spomenutá dostupnosť informácií. Pre SSR-W navyiac existuje bezpečnostná štúdia vykonaná na akademickej úrovni a súčasťou tejto štúdie je aj geometria reaktora a jeho aktívnej zóny. Aj v tejto štúdii je spomenuté, že autori sa potýkali s nedostupnosťou vhodných podkladov ku tejto analýze. Firma Moltex Energy im však poskytla mnohé informácie, ktoré nie sú v iných zdrojoch uvedené. Preto aj táto práca do veľkej miery využíva práve spomínanú štúdiu ako hlavný zdroj informácií. Ďalšou motiváciou prečo bol vybraný práve projekt SSR-W je to, že z pohľadu mňa - autora tejto práce sa jedná o zvlášť zaujímavý technologický koncept. Reaktor využíva netypický spôsob riadenia výkonu - pomocou teplotného koeficientu reaktivity a ponúka možnosť využitia rôzneho zloženia palivovej soli, čo je možné uplatniť pri využití vyšších aktinoidov (a hlavne plutónia) z použitého jadrového paliva. V súvislosti s výberom projektu bolo cieľom

práce stanoviť, na čo sa bude výpočtová citlivostná analýza zameriavať. Keďže sa jedná o výpočtovú analýzu, prvým cieľom bolo stanoviť vplyv knižníc jadrových dát. Tento vplyv je potrebné určiť hlavne z dôvodu, aby bolo možné stanoviť chybu výpočtu, s ktorou by sa muselo počítať pri prevádzke reaktora. Ďalej bolo stanovené, že sa bude skúmať vplyv na teplotu. Hlavnou motiváciou bolo určiť teplotný súčiniteľ reaktivity, keďže práve tento je využitý na riadenie výkonu. Tretím skúmaným vplyvom je vplyv zloženia palivovej soli. Keďže reaktor počíta s využitím vyšších aktinoidov z použitého jadrového paliva, bolo vhodné stanoviť vplyv koncentrácie uránovej a plutóniovej zložky palivovej soli.

Samotný výpočet prebieha vo výpočtovom programe MCNP. MCNP je program, ktorý vzhľadom na svoju komplexnosť a relatívne úzkoprofilové zameranie, nie je úplne do detailu známy ani veľkej časti odbornej verejnosti. Preto bola v rámci teoretickej časti práce popísaná štruktúra vstupného súboru v rozmedzí potrebnom pre porozumenie tejto práci. V praktickej časti je na tento teoretický úvod naviazané a tvorba modelu reaktora vo vstupnom súbore je ďalej detailnejšie popísaná.

Posledným a hlavným cieľom bolo vykonať samotné výpočty a výsledky vyhodnotiť. V skratke boli zistené nasledujúce závery.

Citlivostná analýza bola najskôr vykonaná na vplyv knižníc jadrových dát. Z výsledkov je možné pozorovať, že okrem knižnice JEFF nebolo možné pozorovať zásadnejšie rozdiely medzi jednotlivými knižnicami a odchýlky boli do 0,5%.

Citlivostná analýza na teplotu poukázala na problematiku výpočtu pomocou simulačného programu a jej výsledkom bola hodnota záporného koeficientu reaktivity $-4 \cdot 10^{-6}$. V podkapitole 2.7 práca pojednáva tento výsledok do detailu.

Citlivostná analýza na zloženie palivovej soli ukázala, že hlavným palivom pre tento typ reaktora je plutónium, ktoré je zároveň hlavnou zložkou po extrakcii vyšších aktinoidov z použitého jadrového paliva. Ďalej ukázala, že nie je možné použiť len uránovú soľ, nakoľko pri najvyššej prípustnej hranici obohatenia uránu (20%) je reaktor stále podkritický.

V súhrne možno konštatovať, že výpočtová analýza priniesla teoreticky očakávané výsledky. Výsledky citlivostnej analýzy však taktiež ukázali aj výnimky a poukázali aj na nedostatky výpočtovej analýzy, hlavne vplyv niektorých knižníc jadrových dát. Ďalej sa okrem iného potvrdilo, že samoregulácia prostredníctvom teplotného koeficientu reaktivity je možná. V neposlednom rade sa potvrdilo aj to, že reaktor dokáže pracovať s rôznou kompozíciou palivovej soli v prípade využitia použitého jadrového paliva.

Záverom je možné konštatovať, že sa podarilo splniť všetky ciele, ktoré si práca stanovila. Pri riešení práce sa však vyskytlo niekoľko problémov, ktoré môžu slúžiť ako námet na ďalšiu či už výpočtovú alebo experimentálnu analýzu. Hlavným problémom bola komplikovanosť programu MCNP a obtiažne riešenie problémov, ktoré

sa vyskytli pri tvorbe vstupného súboru a testovaní výpočtu. Pri riešení problému s bežným softvérom sa užívateľ väčšinou obracia na rady na internete. Vo väčšine prípadov sa pri základnej znalosti výpočtovej techniky problém podarí vyriešiť bez ďalšej odbornej pomoci. Toto však nie je prípad programu MCNP. Do istej miery sa riešenie niektorých problémov dá dohľadať aj voľne na internete, no zďaleka tento prístup nevyrieši všetky problémy. Pre mňa ako autora tejto práce bolo oboznámenie sa s programom MCNP veľmi zdĺhavé a náročné. Od začiatku akademického roka 2023/24 som mal možnosť sa oboznámiť so skráteným návodom k MCNP, s tzv. MCNP Primerom, no praktickú skúsenosť s programom som prvýkrát zažil až na začiatku letného semestra. Práve s ohľadom na časový tlak bol aj model reaktora značne zjednodušený. Hlavným zjednodušením bolo, že citlivostná analýza na teplotu, skúma len vplyv teploty na reaktivitu cez Dopplerov efekt a úplne zanedbáva zmenu hustoty materiálov. Táto zmena hustoty môže mať zásadný vplyv na teplotný koeficient reaktivity. Ďalším zjednodušením bolo využitie jedného izotopu plutónia ^{239}Pu , tzv. zbraňovo čistého plutónia. Pri využití v reaktore sa v palive nachádzajú aj iné izotopy plutónia, čo by taktiež mohlo mať vplyv na reaktivitu. Preto by ďalším námetom na pokračovanie tejto práce mohla byť zdokonalená výpočtová analýza, napríklad s experimentálne zistenými hodnotami teplotného súčiniteľa objemovej rozťažnosti pre stanovenie hustoty pri rôznych teplotách. Okrem toho by mohla byť zdokonalená definícia izotopického zloženia materiálov (hlavne paliva) čo by malo za následok presnejší výpočet. Posledným námetom je zdokonalenie modelu reaktora s ohľadom na vývoj projektu a dostupnosť nových informácií.

Literatúra

- [1] The Visual Editor for MCNP. -.
URL <http://www.mcnpvised.com/visualeditor/visualeditor.html>
- [2] Advanced Nuclear Technology to Close the Fuel Cycle.
URL https://cdn.ymaws.com/inmm.org/resource/resmgr/docs/events/spentfuel2018/1-24-18_0905-pheil-elysium-i.pdf
- [3] The periodic table of the elements. 1993.
URL <https://www.webelements.com/>
- [4] Stainless Steel 304. 1998.
URL <https://www.lenntech.com/stainless-steel-304.htm>
- [5] NIMONIC Alloy PE16. 2004.
URL <https://www.specialmetals.com/documents/technical-bulletins/nimonic-alloy-pe16.pdf>
- [6] RSICC COMPUTER CODE COLLECTION, 2013.
- [7] Japan Atomic Energy Agency ACE-J50. 2014.
URL <https://rpg.jaea.go.jp/main/en/ACE-J50/>
- [8] JEFF-3.3. 2018.
URL <https://www.oecd-nea.org/dbdata/jeff/jeff33/index.html>
- [9] Fast neutron reactors. 2021.
URL <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>
- [10] Elysium Molten Chloride Salt Fast Reactor will use existing technology for rapid approval. 2023.
URL <https://www.nextbigfuture.com/2018/07/elysium-molten-chloride-salt-fast-reactor-will-use-existing-technology-for-rapid-approval.html>
- [11] The MCNP® Code. 2023.
URL <https://mcnp.lanl.gov/>
- [12] Moltex technology. 2023.
URL <https://www.nationalacademies.org/documents/embed/link/LF2255DA3DD1C41C0A42D3BEF0989ACAECE3053A6A9B/file/D7D2861170D3C589A7B079A013405581A7B99929B191?noSaveAs=1>

- [13] Stable Salt Reactors. 2023.
URL https://msrworkshop.ornl.gov/wp-content/uploads/2020/11/24_Scott_Moltex_SSR_ORNL1.pdf
- [14] TerraPower's Molten Chloride Fast Reactor (MCFR). 2023.
URL <https://sites.utexas.edu/nppp/files/2023/10/MCFR-2021-Feb-22-National-Academy-of-Sciences.pdf>
- [15] TERRAPOWER'S MOLTEN CHLORIDE FAST REACTOR TECHNOLOGY: NUCLEAR FOR A CHANGING ENERGY SECTOR. 2023.
URL https://www.terrapower.com/wp-content/uploads/2023/03/TP_2023_MCFR_Technology-0216.pdf
- [16] Installing ACE Libraries. 2024.
URL <https://nucleardata.lanl.gov/libraries/ace-install/>
- [17] Brown, F. B.; Rising, M. E.: Guide for Using ENDF/B-VIII.0 Nuclear Data with MCNP. 2020.
URL <https://nucleardata.lanl.gov/files/la-ur-20-30460.pdf>
- [18] Bushang, M.; Oh, T.; Kim, Y.: A Neutronic Study on Safety Characteristics of Fast Spectrum Stable Salt Reactor (SSR). *Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Autumn Meeting*, ročník -, č. -, 2021: s. 1–4.
- [19] Conlin, J. N.; Brown, F. B.; Mosteller, R. D.: Temperature Corrections in MCNP for Calculating the Doppler Defect. 2005.
URL https://mcnp.lanl.gov/pdf_files/TechReport_2005_LANL_LA-UR-05-6225_ConlinBrownEtAl.pdf
- [20] Dumaire, T.; Ocádiz-Flores, J.; Smith, A.: A promising fuel for fast neutron spectrum Molten Salt Reactor: NaCl-ThCl₄-PuCl₃. *Calphad*, ročník 2022, č. 79, 2022: s. 1–10.
- [21] Pheil, E.: ELYSIUM MOLTEN CHLORIDE SALT FAST REACTOR (MCSFR). 2023.
URL https://thoriumenergyalliance.com/wp-content/uploads/2020/02/ElysiumIndustries_ThoriumEnergyAlliance-2017-8-21.pdf
- [22] Scott, I.: Stable Salt Fast Reactor. In *Molten Salt Reactors and Thorium Energy*, Woodhead Publishing, prvé vydanie, 2017, ISBN 9780081011263, s. 549–560.

- [23] Scott, I.: The Stable Salt Reactor—A Radically Simpler Option for Use of Molten Salt Fuel. In *Thorium—Energy for the Future*, Springer, prvé vydanie, 2019, ISBN 978-981-13-2657-8, s. 445–453.
- [24] Shultis, J. K.; Faw, R. E.: An MCNP Primer. 2011.
URL <https://www.mne.k-state.edu/~jks/MCNPprmr.pdf>
- [25] Sooby, E.; White, J.; McIntyre, P.: Measurements of the liquidus surface and solidus transitions of the NaCl–UCl₃ and NaCl–UCl₃–CeCl₃ phase diagrams. *Journal of Nuclear Materials*, ročník 2015, č. 466, 2015: s. 280–285.
- [26] Waltar, A. E. A. E.; Todd, D. R.; Tsvetkov, P. V.: *Fast Spectrum Reactors*. New York: Springer, prvé vydanie, 2012, ISBN 978-1-4419-9571-1.

Zoznam symbolov a skratiek

AZ Aktívna zóna

MSFR Molten Salt Fast Reactor - názov projektu

MCSFR Molten Chloride Fast Reactor - názov projektu

SSR-W Stable Salt Reactor - Wasteburner - názov projektu

ARE Aircraft Reactor Experiment - názov projektu

MSRE Molten Salt Reactor Experiment - názov projektu

MSR Molten Salt Reactor - reaktor s roztavenými soľami

SMR Small Modular Reactor - Malý modulárny reaktor

MCNP Monte Carlo N-Particle - výpočtový program s metódou Monte Carlo

SEU Slightly Enriched Uranium - mierne obohatný urán

Mk-1 PB FHR Mk-1 Pebble Bed Fluoride High temperature Reactor - názov projektu

TRISO TRistructural ISOtopic - trojštruktúrové izotopické palivo

CANDU CANada Deuterium-Uranium - názov projektu

WATTS WAste to Stable Salt - typ prepracovania paliva

CNSC Canadian Nuclear Safety Commission - Kanadský úrad pre jadrovú bezpečnosť

ENDF Evaluated Nuclear Data File - formát súboru jadrových dát

ENDF-VII Americká knižnica jadrových dát

JEFF Joint Evaluated Fission and Fusion - Európska knižnica jadrových dát

JENDL Japanese Evaluated Nuclear Data Library - Japonská knižnica jadrových dát

CENDL Chinese Evaluated Nuclear Data Library - Čínska knižnica jadrových dát

CAD Computer Aided Design - Modelovanie pomocou počítača

k_{eff} Koeficient násobenia

δ Odchýlka

T_H Vyššia teplota

T_L Nižšia teplota

T Požadovaná teplota

f_L Podiel materiálu z knižnice s nižšou teplotou

f_H Podiel materiálu z knižnice s vyššou teplotou

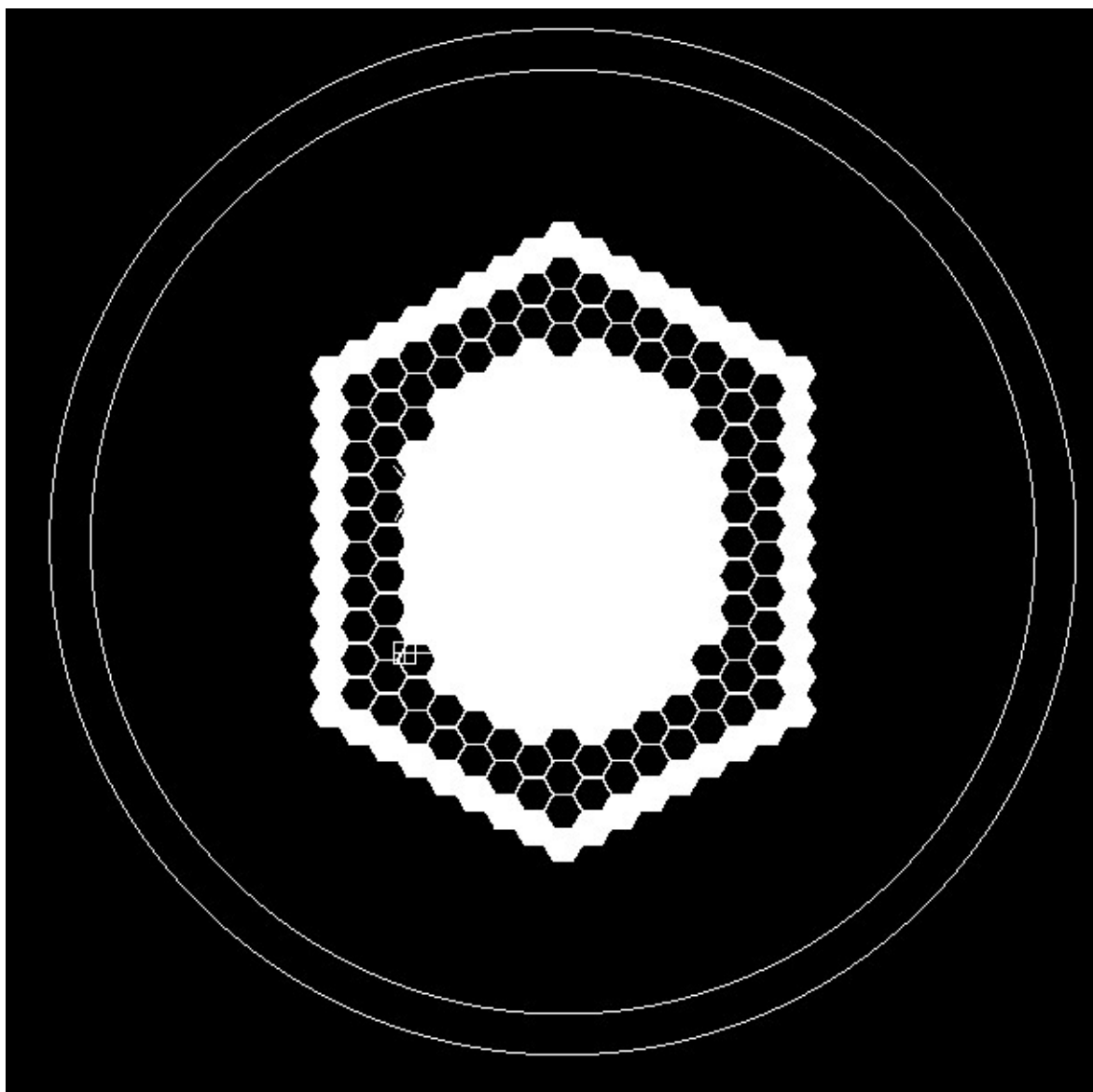
m_x Podiel materiálu x

p Podiel materiálu danej soli

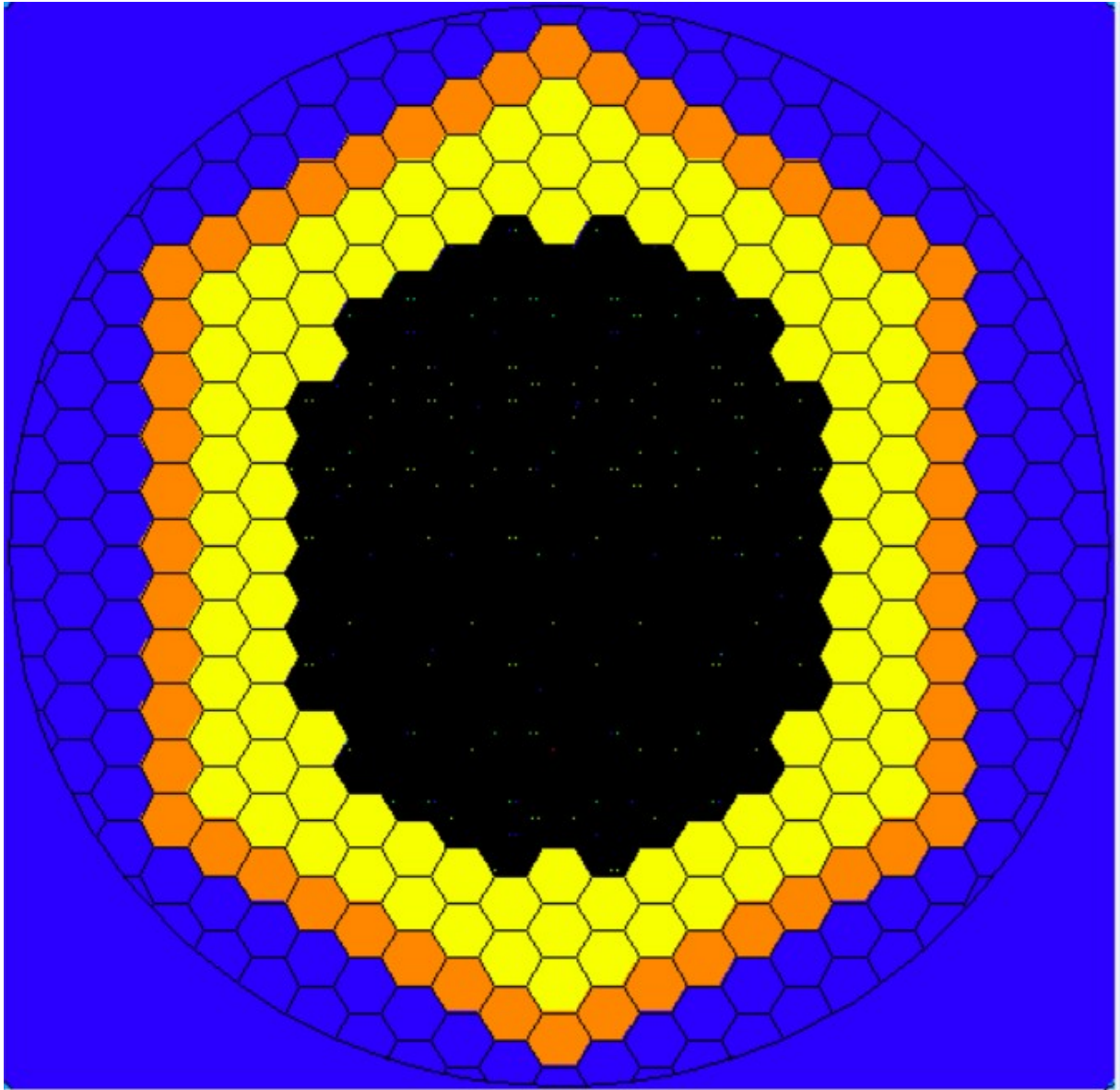
p_0 Obohatenie uránu

p_{1-0} Obohatenie uránu dopočítané do 1

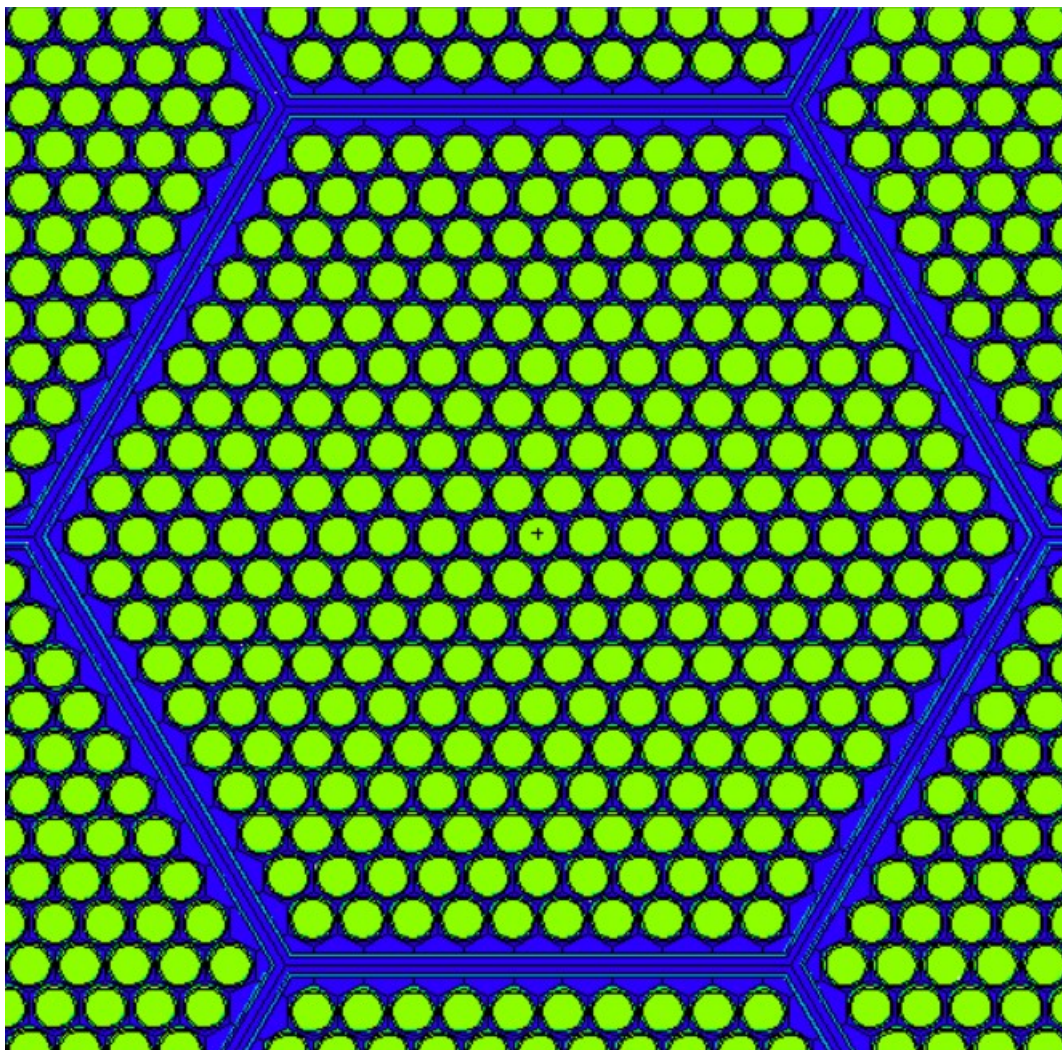
A Obrázky



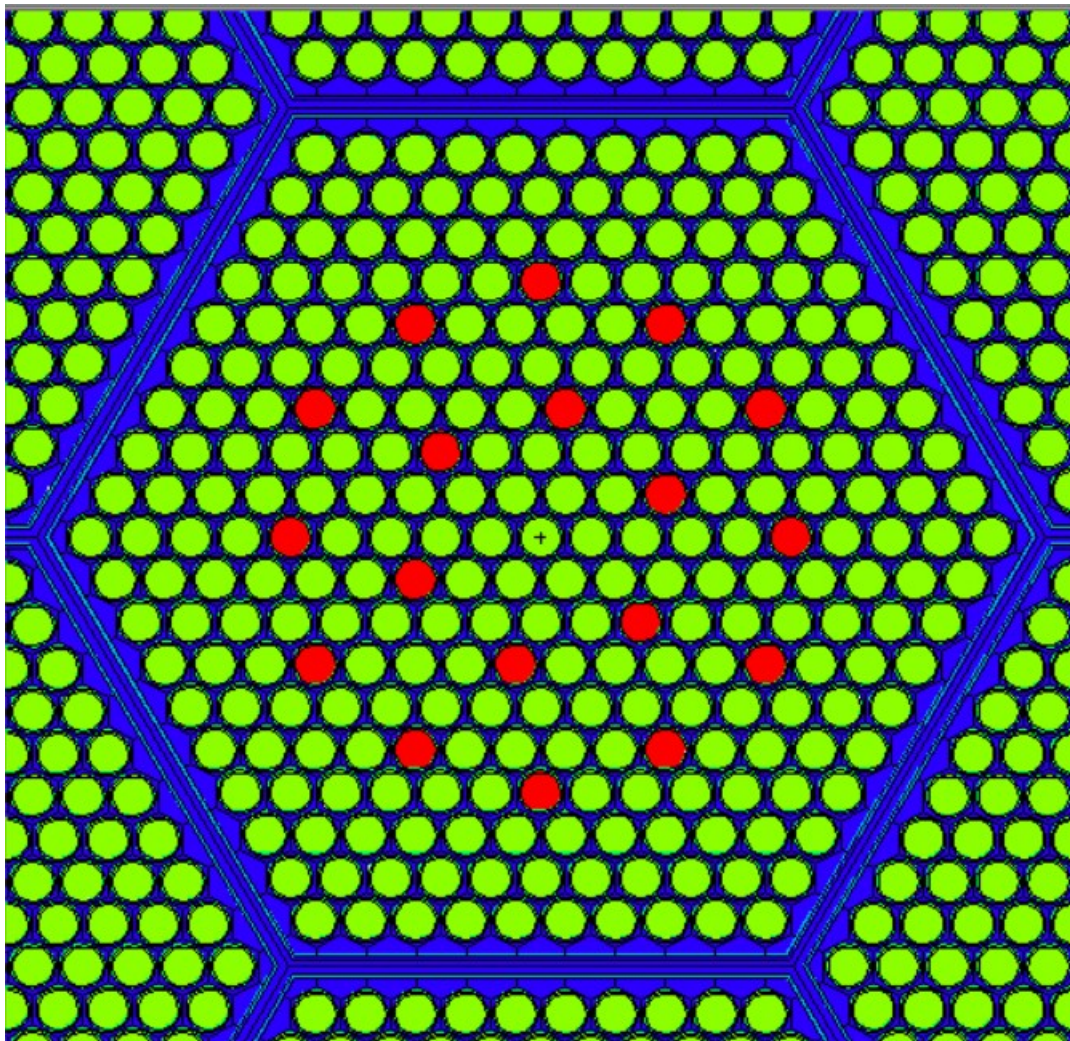
Obr. A.1: Rez reaktorom - pomocou CAD



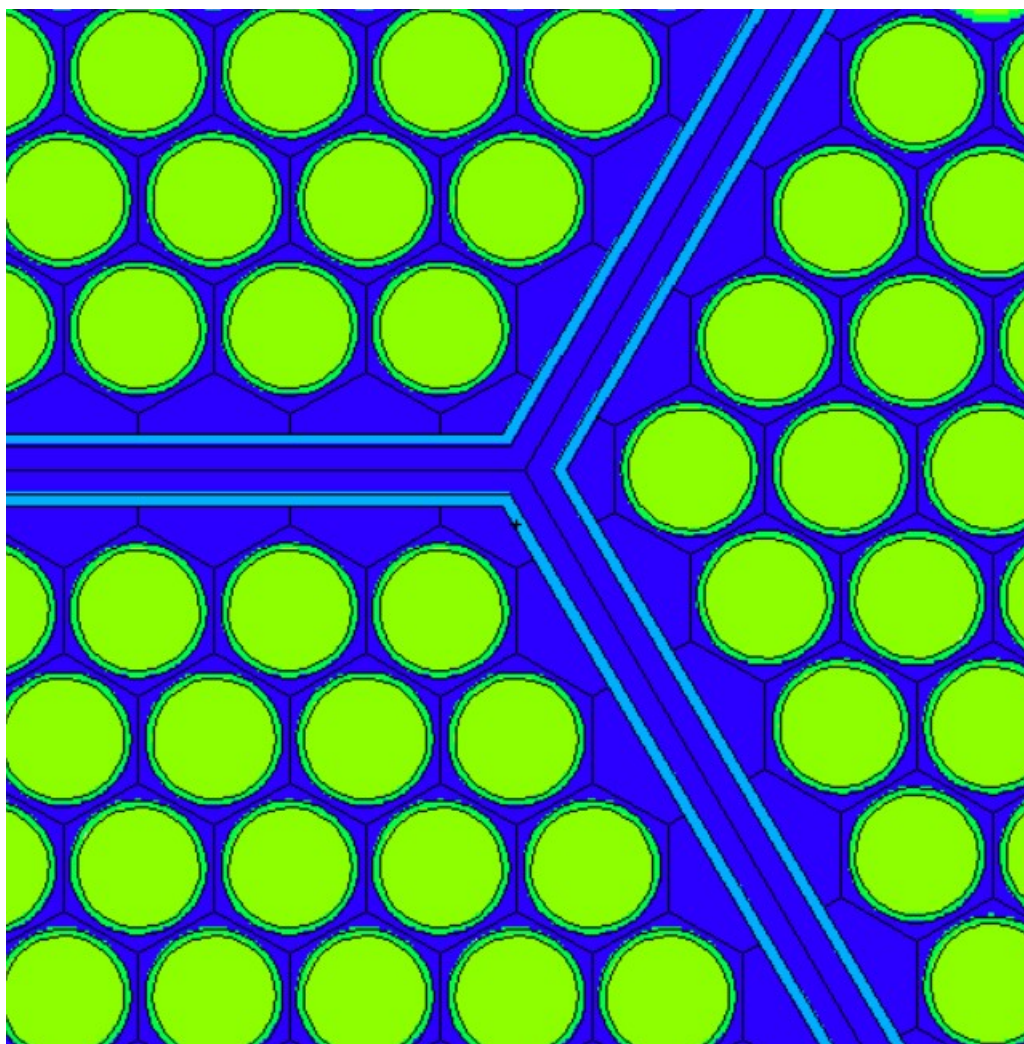
Obr. A.2: Aktívna zóna - VISED



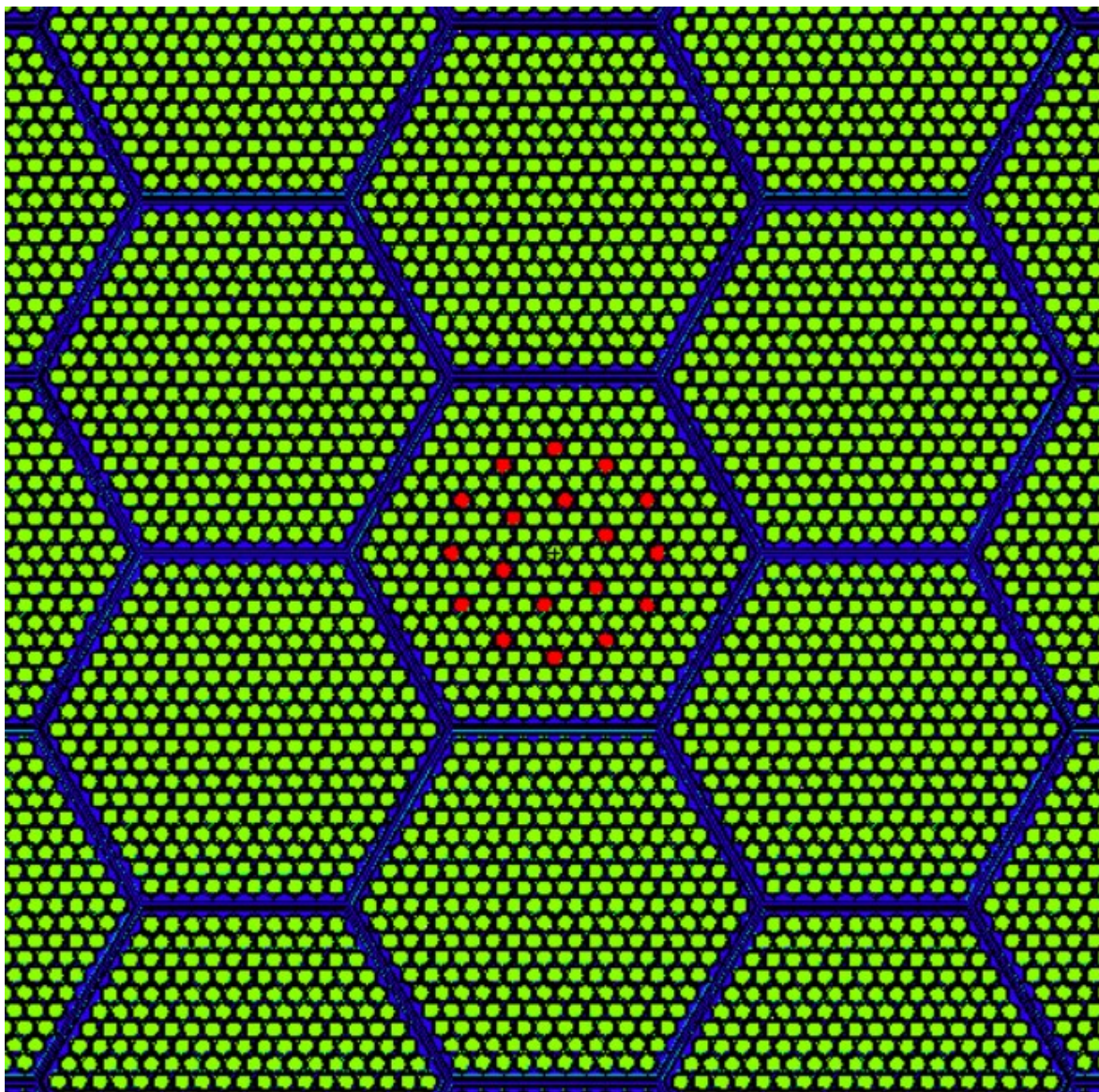
Obr. A.3: Detail palivového súboru - VISED



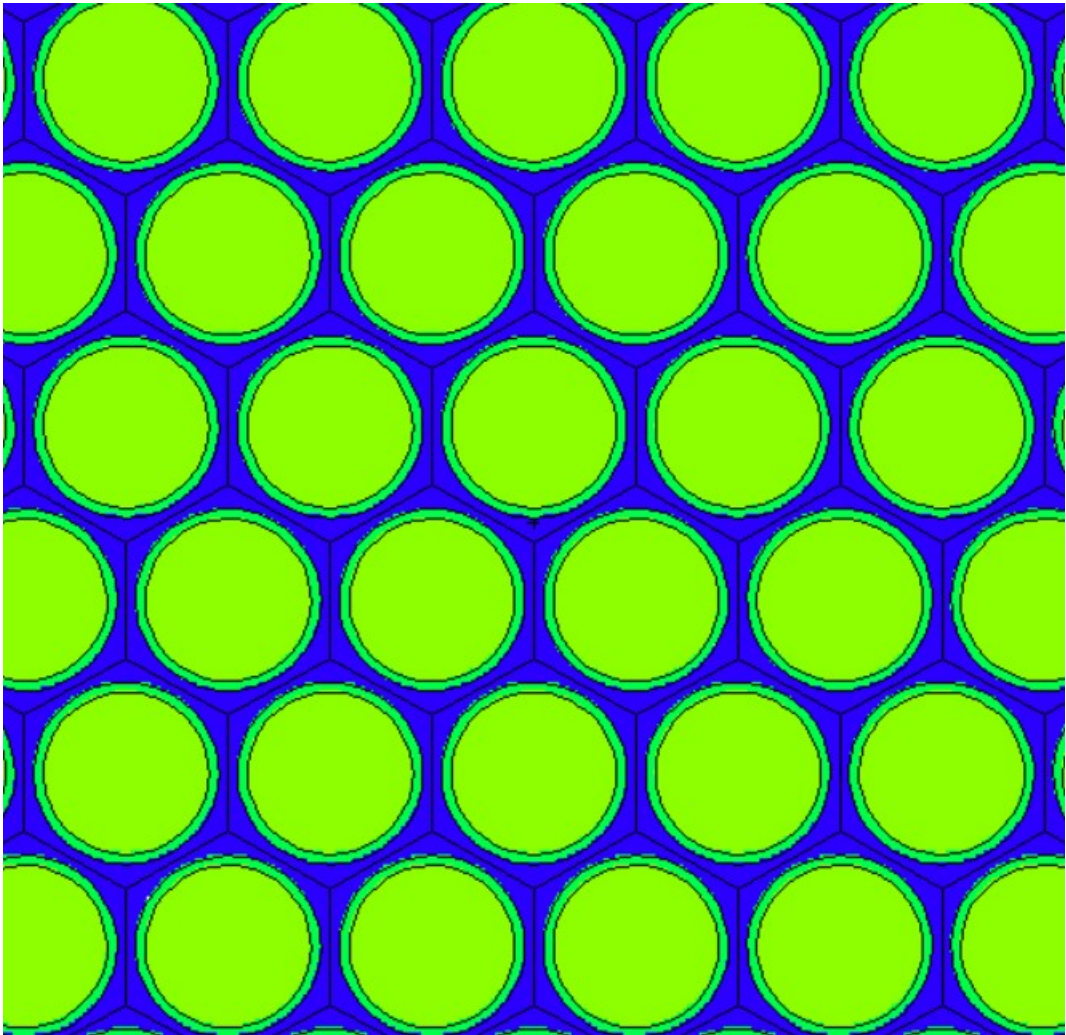
Obr. A.4: Detail pregulačného súboru - VISED



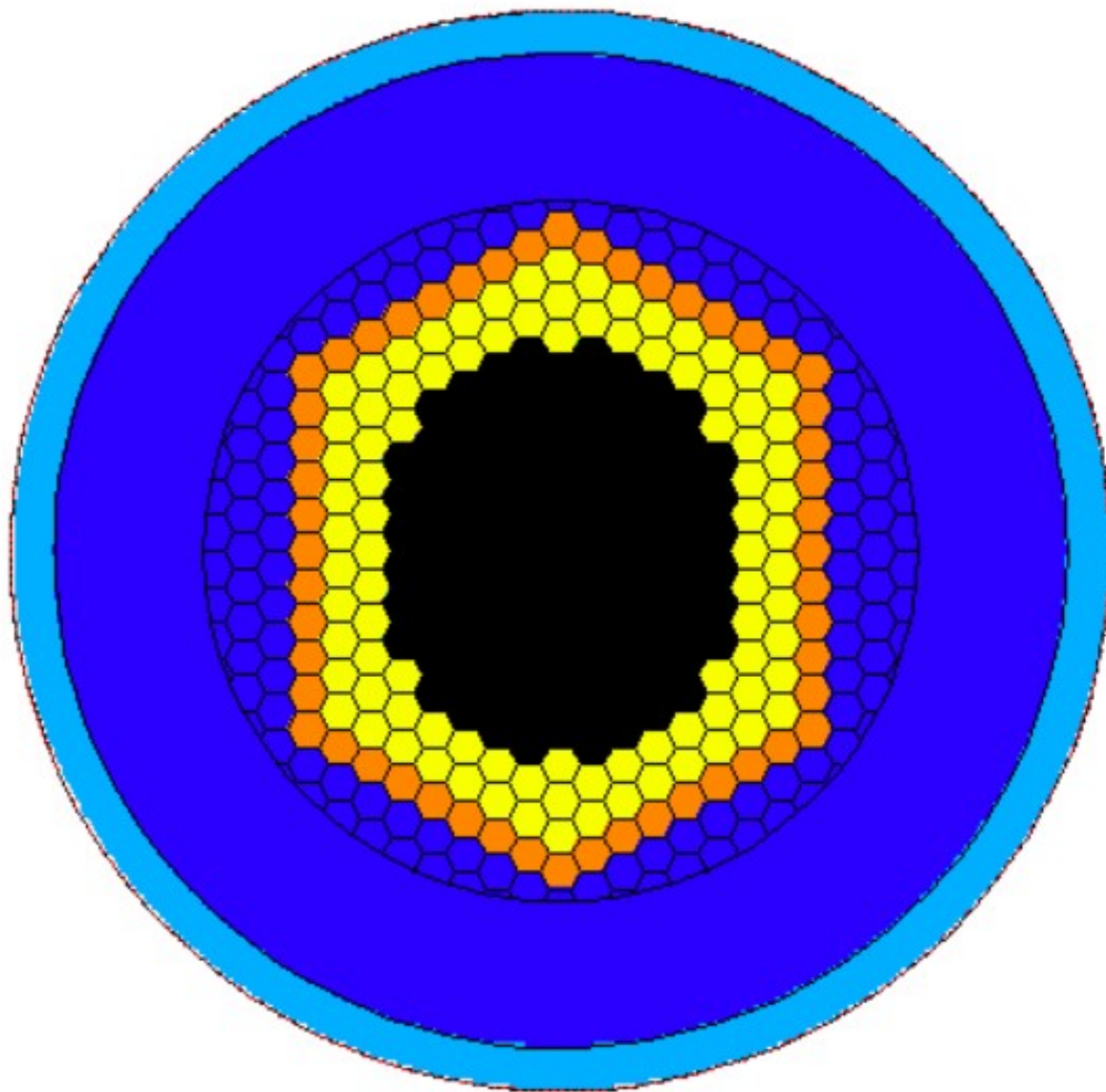
Obr. A.5: Detail rozhrania medzi palivovými súbormi - VISED



Obr. A.6: Regulačný súbor medzi palivovými súbormi - VISED



Obr. A.7: Detail palivových trubíc- VISED



Obr. A.8: Celý model reaktora - VISED

B Tabuľky

Tab. B.1: Zloženie konštrukčnej ocele SS304

Prvok	Podiel (%)
Fe	0.70995
Cr	0.18
Ni	0.08
Mn	0.02
N	0.001
S	0.0003
C	0.0008
Si	0.0075
P	0.00045

Tab. B.2: Zloženie niklovanej ocele Nimonic P16

Prvok	Podiel (%)
Fe	0.309879
C	0.0006
Si	0.005
Mn	0.002
S	0.00015
Ag	0.000005
Al	0.012
B	0.00005
Bi	0.000001
Co	0.02
Cr	0.165
Cu	0.005
Mo	0.033
Ni	0.435
Pb	0.000015
Ti	0.012
Zr	0.0003

C Vstupný súbor

c Simulácia reaktora SSR-W

c

c

c

c Štruktúra aktívnej zóny -----

111 0 -111 u=1 lat=2

fill=-12:12 -11:11 0:0

26
26
26
26 26 26 26 26 26 26 26 26 26 26 24 24 24 24 24 24 24 24 24 24 24 26 26 26
26 26 26 26 26 26 26 26 26 26 24 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 24 26 26 26
26 26 26 26 26 26 26 26 26 24 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 24 26 26 26
26 26 26 26 26 26 26 24 23 23 31 31 31 31 31 31 23 23 23 23 24 26 26 26
26 26 26 26 26 26 24 23 23 31 31 11 31 31 31 11 31 31 23 23 24 26 26 26
26 26 26 26 26 24 23 23 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 23 23 24 26 26 26
26 26 26 26 24 23 23 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 23 23 24 26 26 26
26 26 26 24 23 23 31 11 31 31 31 11 31 31 31 11 31 23 23 23 24 26 26 26
26 26 26 24 23 23 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 23 23 24 26 26 26 26
26 26 26 24 23 23 31 31 31 31 31 31 31 31 31 31 23 23 24 26 26 26 26 26
26 26 26 24 23 23 31 31 11 31 31 31 11 31 31 23 23 24 26 26 26 26 26 26
26 26 26 24 23 23 23 31 31 31 31 31 31 23 23 23 24 26 26 26 26 26 26 26
26 26 26 24 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 23 24 26 26 26 26 26 26 26 26
26 26 26 24 24 24 24 24 24 24 24 24 24 26 26 26 26 26 26 26 26 26 26 26
26
26
26 26

311 0 -60 -40 30 fill=1 u=400

c chladiaca soľ mimo lattice AZ

211 1 -1.62 -20 -40 30 #311 u=400

c

c Palivový súbor -----

c

3 0 -1 fill=2 u=31

c Soľ dookola kazety

4 1 -1.62 -1 2 u=2

c Plech kazety

5 2 -8.03 -2 3 u=2

c Lattice palivových prúťikov

6 0 -114 u=66 lat=2

fill=-10:10 -10:10 0:0

28
28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 28 28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28 28 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28 28 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28 28 28 28 28
28 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 7 28 28 28 28 28 28 28 28
28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28

66 0 -3 fill=66 u=2

c Kanál

7 0 -4 fill=3 u=7

c Soľ okolo trubky v kanáli

8 1 -1.62 -4 6 u=3

c Trubka

9 3 -8.00 -6 5 -40 30 u=3

c Palivová soľ

10 4 -3.69 -5 -50 30 u=3

c Gas plenum

101 8 -0.0012506 -5 -40 50 u=3

```

c
c Regulačný súbor-----
c
  11  0  -1 fill=4 u=11
c Soľ dookola kazety
  12  1 -1.62 -1  2 u=4
c Plech kazety
  13  2 -8.03 -2  3 u=4
c Lattice palivových prútikov
  14  0  -114 u=44 lat=2
      fill=-10:10 -10:10 0:0
      28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28
      28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 28 28 28 28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 28 28 28 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 28 28 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 19 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 28 28 15 15 15 19 15 15 15 19 15 15 15 15 19 15 15 15 15 28
      28 28 28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 28
      28 28 15 15 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28
      28 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 19 15 15 15 15 28
      28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 15 28 28
      28 15 15 15 19 15 15 15 15 19 15 15 15 19 15 15 15 28 28 28 28 28
      28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28 28 28 28
      28 15 15 15 15 19 15 15 15 15 19 15 15 15 15 15 15 28 28 28 28 28
      28 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 15 28 28 28 28 28 28
      28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28 28
  44  0  -3 fill=44 u=4
c Kanál
  15  0  -4 fill=5 u=15
c Soľ okolo trubky v kanáli
  16  1 -1.62 -4  6 u=5
c Trubka
  17  3 -8.00 -6  5  -40  30 u=5

```

```

c Palivová soľ
  18  4 -3.69  -5  -50  30  u=5
c Gas plenum
 102  8 -0.0012506  -5  -40  50  u=5
c Regulačný kanál
  19  0  -4 fill=6 u=19
c Soľ okolo trubky regulačného kanála
  20  1 -1.62  -4  6 u=6
c Trubka
  21  3 -8.00  -6  5 u=6
c Absopčná tyč (dusík)
  22  8 -0.0012506  -5  -40  30  u=6
c
c Prázdny kanál
  28  1 -1.62  -4 u=28
c Refletkor
c
  23  6 -9.349  -1  u=23
c
c Tienenie
c
  24  7 -2.52  -1  u=24
c
c Prázdna kazeta výplň
c
  26  1 -1.62  -1  u=26
c reaktorová nádoba
c
  25  2 -8.03  -10  20  -40  30 u=400
c
c rektor ako celok
 400  0  -11  -40  30 fill=400
c mimo reaktoru graveyard
 900  0  #400
c
c
c Plochy -----
  10  cz 326

```

11 cz 326.1
 20 cz 300
 30 pz -90
 40 pz 90
 50 pz 70
 60 cz 211.5
 1 rhp 0 0 -90 0 0 180 0 10.772 0
 111 rhp 0 0 -90 0 0 180 0 10.7719 0
 2 rhp 0 0 -90 0 0 180 0 10.572 0
 3 rhp 0 0 -90 0 0 180 0 10.472 0
 4 rhp 0 0 -90 0 0 180 0.616 0 0
 114 rhp 0 0 -90 0 0 180 0.6159 0 0
 5 cz 0.5
 6 cz 0.56

mode n

kcode 2500 1.000000 100 1000

ksrc 0.000000 0.000000 0.000000

c Materiály-----

c chladio

m1 11023.60c -0.0594
 19000.60c -0.2041
 12000.60c -0.1174
 17000.60c -0.6191

c Ocel SS304

m2 26056.60c -0.70995
 24053.60c -0.18
 28058.60c -0.08
 25055.60c -0.02
 07014.60c -0.001
 16032.60c -0.0003
 06000.60c -0.0008
 14000.60c -0.0075
 15031.60c -0.00045

c Nimonic P16

m3 26056.60c -0.309879
 06000.60c -0.0006
 14000.60c -0.005
 25055.60c -0.002

16032.60c	-0.00015
47107.60c	-0.000005
13027.60c	-0.012
05010.60c	-0.00005
83209.60c	-0.000001
27059.60c	-0.02
24053.60c	-0.165
29063.60c	-0.005
42000.60c	-0.033
28058.60c	-0.435
82207.60c	-0.000015
22000.60c	-0.012
40000.60c	-0.0003
c Palivo	
c 11023.60c	-0.2596
c 92235.60c	-0.0468
c 92238.60c	-0.1873
c 17000.60c	-0.5063
m4 11023.60c	-0.2202
92235.61c	-0.0275
92238.61c	-0.1102
17000.60c	-0.4760
94239.61c	-0.1661
c Reflektor Pb0	
m6 82207.60c	-0.9283
08016.60c	-0.0717
c Tienenie B4C	
m7 05010.60c	-0.7826
06000.60c	-0.2174
c Gas plenum	
m8 07014.60c	-1
imp:n 1 32r	0