

**ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI**  
**FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ**  
**KATEDRA ELEKTROENERGETIKY A EKOLOGIE**

# **DIPLOMOVÁ PRÁCE**

**Výkonová mapa reaktoru VVER-1000 s využitím  
Monte Carlo kódu KENO-VI**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI  
Fakulta elektrotechnická  
Akademický rok: 2018/2019

## ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: **Bc. Filip DOMIN**  
Osobní číslo: **E17N0075P**  
Studijní program: **N2612 Elektrotechnika a informatika**  
Studijní obor: **Elektroenergetika**  
Název tématu: **Výkonová mapa reaktoru VVER-1000 s využitím Monte Carlo kódu KENO-VI**  
Zadávací katedra: **Katedra elektroenergetiky a ekologie**

### Z á s a d y p r o v y p r a c o v á n í :

Testová úloha FullCore VVER-1000 slouží pro validaci difúzních kódů používaných v systému kontroly a řízení jaderných reaktorů srovnáním s transportním řešením. Cílem práce je porovnat referenční řešení Monte Carlo kódu MCNP s alternativním Monte Carlo kódem KENO-VI ze sady kódů SCALE.

1. Seznamte se s výpočetním kódem KENO-VI ze sady kódů SCALE.
2. Vytvořte model benchmarkové úlohy FullCore-1000 v kódu KENO-VI.
3. Proveďte srovnání výpočtů rozložení výkonu kódem KENO-VI s referenčním řešením.
4. Oceňte vliv knihoven jaderných dat na rozložení výkonu aktivní zóny úlohy FullCore-1000.



Rozsah grafických prací: podle doporučení vedoucího

Rozsah kvalifikační práce: 40 - 60 stran

Forma zpracování diplomové práce: tištěná/elektronická

Seznam odborné literatury:

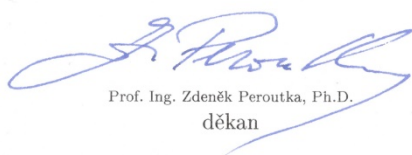
1. B. T. Rearden, M.A. Jessee: SCALE Code System, ORNL/TM-2005/39, Version 6.2.1, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee (2016). Available from Radiation Safety Information Computational Center as CCC-834.
2. V. Krýsl, P. Mikoláš, D. Sprinzl a J. Švarný, Proposal of Full-Core VVER-1000 Calculation Benchmark, 26th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Helsinki, Finland, 2016.
3. J. Frýbort, Sensitivity and System Response of Pin Power Peaking in VVER-1000 Fuel Assembly Using TSUNAMI-2D, Nuclear Data Sheets 118 (2014) 579 581.

Vedoucí diplomové práce: Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.

Katedra elektroenergetiky a ekologie

Datum zadání diplomové práce: 5. října 2018

Termín odevzdání diplomové práce: 30. května 2019



Prof. Ing. Zdeněk Peroutka, Ph.D.  
děkan



Doc. Ing. Karel Noháč, Ph.D.  
vedoucí katedry

V Plzni dne 5. října 2018

## **Abstrakt**

Předkládaná diplomová práce je zaměřena na řešení testovací úlohy Full-Core 1000 pomocí Monte Carlo kódu KENO-VI. Úvodní části jsou zaměřeny na seznámení s reaktorovou fyzikou a možnostmi řešení transportu neutronů pro oblast jaderného inženýrství. Třetí část je zaměřena na seznámení s balíčkem kódů SCALE, zejména seznámení s kódem KENO-VI. V další části je uvedena problematika jaderných knihoven. Poslední kapitoly se zabývají především praktickou částí práce a zhodnocením výsledků simulace. Jsou zde popsány datové bloky a proces při modelování benchmarku Full-Core 1000 s využitím kódu KENO-VI a způsob určení výkonů jednotlivých komponentů.

## **Klíčová slova**

SCALE, Monte Carlo, Transport, KENO-VI, Fulcrum, VVER-1000,  $k_{\text{eff}}$ , Reakční rychlost, SERPENT

**Abstract**

The Master thesis deals with solution of the Full-Core 1000 benchmark using the KENO-VI Monte Carlo code. The introductory parts contain introduction to reactor physics and possibilities of neutron transport solutions for nuclear engineering. Third part is focused on SCALE code package, especially the KENO-VI code. Next part deals with SCALE nuclear data and nuclear libraries. The last parts deal with the practical part and the evaluation of the simulation results. There are described data blocks and process for modeling the Full-Core 1000 benchmark using the KENO-VI code. This part also contain the method of determining the power of individual components, which is the main goal of this master thesis.

**Key words**

SCALE, Monte Carlo, Transport, KENO-VI, Fulcrum, VVER-1000,  $k_{\text{eff}}$ , Reaction rate, SERPENT

## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů uvedených v seznamu, který je součástí této diplomové práce.

Dále prohlašuji, že veškerý software, použitý při řešení této bakalářské práce, je legální.

.....

podpis

V Plzni dne 29.5.2019

Filip Domin

## **Poděkování**

Tímto bych rád poděkoval vedoucí diplomové práce Ing. Janě Jiříčkové, Ph.D. za vedení práce a Ing. Martinu Loveckému, Ph.D. za cenné profesionální rady, připomínky, trpělivost a metodické vedení práce.

## Obsah

<b>OBSAH .....</b>	<b>8</b>
<b>SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK .....</b>	<b>10</b>
<b>ÚVOD.....</b>	<b>12</b>
<b>1 ÚVOD DO REAKTOROVÉ FYZIKY .....</b>	<b>13</b>
1.1 NEUTRONOVÉ INTERAKCE.....	13
1.2 NEUTRONOVÉ ÚČINNÉ PRŮŘEZY .....	14
1.3 ŠTĚPNÁ ŘETĚZOVÁ REAKCE .....	16
1.4 MULTIPLIKAČNÍ KOEFICIENT .....	18
<b>2 SIMULACE A MODELOVÁNÍ JADERNÝCH REAKTORŮ .....</b>	<b>20</b>
2.1 ROVNICE TRANSPORTU NEUTRONŮ .....	20
2.2 METODA MONTE CARLO .....	21
2.2.1 <i>Transportní jevy</i> .....	23
2.3 KRITICKÉ VÝPOČTY .....	24
<b>3 SEZNÁMENÍ S KÓDEM KENO-VI.....</b>	<b>25</b>
3.1 SCALE.....	25
3.2 CSAS 6.....	26
3.3 KENO-VI.....	27
3.3.1 <i>Multigrupová fyzika</i> .....	29
3.3.2 <i>Fyzika s kontinuální energií</i> .....	30
<b>4 KNIHOVNY JADERNÝCH DAT .....</b>	<b>30</b>
4.1 KNIHOVNY JADERNÝCH DAT SCALE .....	32
4.1.1 <i>Vliv knihovny jaderných na výpočet</i> .....	33
<b>5 MODEL REAKTORU VVER-1000 .....</b>	<b>34</b>
5.1 TLAKOVODNÍ REAKTOR VVER-1000 .....	34
5.2 BENCHMARK FULL-CORE 1000 .....	36
5.3 JADERNÉ PALIVO TVSA-T.....	41
5.3.1 <i>Palivový soubor TVSA-T</i> .....	41
5.3.2 <i>Palivový proutek TVSA-T</i> .....	42



5.4	PŘEHLED FUNKCÍ KÓDU KENO-VI.....	43
5.4.1	Základní informace.....	44
5.4.2	Údaje o složení.....	44
5.4.3	UNIT CELLS data.....	45
5.4.4	Parametry.....	46
5.4.5	Geometrické údaje.....	46
5.4.6	ARRAY data.....	47
5.4.7	Albedo data.....	48
5.4.8	Údaje o hranici energetické skupiny.....	49
5.4.9	Start data.....	49
5.4.10	Plot data.....	50
5.4.11	Geometrie mřížky.....	50
5.4.12	Reakční data.....	51
5.4.13	Objemová data.....	51
5.5	MODEL BENCHAMRKU FULL-CORE 1000 s VYUŽITÍM KENO-VI.....	52
<b>6</b>	<b>SIMULACE ÚLOHY FULL-CORE 1000.....</b>	<b>55</b>
6.1	URČENÍ VÝKONU JADERNÉHO REAKTORU.....	55
6.1.1	Energie uvolněné při štěpení těžkých jader.....	56
6.1.2	Tepelný výkon jaderného reaktoru.....	57
6.1.3	Rozložení výkonu v jaderném reaktoru.....	58
6.1.4	Rozmístění palivových souborů v AZ reaktoru.....	59
6.2	PARAMETRY SIMULACE.....	60
6.3	URČENÍ VÝKONU POMOCÍ KENO-VI.....	60
6.4	REFERENČNÍ ŘEŠENÍ.....	64
6.5	VÝSLEDNÉ ROZLOŽENÍ VÝKONU URČENÉ POMOCÍ KENO-VI.....	64
6.5.1	Určení hodnoty $k_{eff}$ .....	65
6.5.2	Rozložení výkonu v 1/6 aktivní zóny.....	65
6.5.3	Rozložení výkonu v palivových souborech.....	67
6.5.4	Neurčitosti účinných průřezů.....	73
6.5.5	Zhodnocení výsledků.....	75
	<b>ZÁVĚR.....</b>	<b>77</b>
	<b>SEZNAM LITERATURY A INFORMAČNÍCH ZDROJŮ.....</b>	<b>79</b>

## Seznam symbolů a zkratek

A .....	Plocha kruhu
$A_{\xi}$ .....	Plocha čtverce
AEC .....	Americká komise pro atomovou energii (Nyní Nuclear Regulatory Commission)
AMPX.....	Modulární kódový balíček pro zpracování knihoven
AZ.....	Aktivní zóna
CE .....	Kontinuální energie
$c_i$ .....	Objemové zastoupení i-tého druhu jader
CSAS6 ...	The Criticality Safety Analysis Sequences
E.....	Energie částice [eV]
f.....	Koeficient využití tepelných neutronů
$F_{DH}$ .....	Výkon palivového proutku
GEN .....	Počet generací (cyklů)
JETE .....	Jaderná elektrárna Temelín
$k_{ef}$ .....	Efektivní koeficient násobení
$k_i$ .....	Koeficient násobení jedné generace
$k_{\infty}$ .....	Koeficient násobení v nekonečné soustavě
KENO ....	Výpočetní multigrupový Monte Carlo kód
MG.....	Multigrupové výpočty
N .....	Hustota jader [atomy/cm <sup>3</sup> ]
n .....	Počet neutronů
NPG .....	Počet neutronů na generaci
NSK .....	Počet vynechaných počátečních generací
ORNL .....	Národní laboratoř Oak Ridge
P .....	Pravděpodobnost
$P_R$ .....	Výkon reaktoru [MeV/s]
p .....	Pravděpodobnost úniku rezonančnímu záchytu
RR.....	Reakční rychlost (Reaction rate)
RNSD.....	Divize reaktorových a jaderných systémů
$s(\alpha, \beta)$ .....	Jádro reprezentující tepelný rozptyl
SCALE.....	Balík výpočetních kódů z ORNL

---

V .....	Objem [cm <sup>3</sup> ]
v .....	Absolutní vektor rychlosti [m/s]
VVER .....	Vodo-vodní energetický reaktor
XSProc .....	Cross section processing (zpracování průřezů)
$\alpha$ .....	Jednotková hybnost
$\beta$ .....	Reprezentuje přenosy energie
$\varepsilon$ .....	Štěpení rychlými neutrony
$\eta$ .....	Regenerační faktor [-]
$\sigma$ .....	Mikroskopický účinný průřez [barn]
$\Sigma$ .....	Makroskopický účinný průřez [m <sup>-1</sup> ]
$\phi$ .....	Tok neutronů [neutron/cm <sup>2</sup> s]
$\Psi$ .....	Úhlový tok neutronů
$\Omega$ .....	Směrový vektor

## Úvod

Předkládaná práce je zaměřena na oblast výpočetních kódů pro jadernou bezpečnost, konkrétně na výpočetní Monte Carlo kód KENO-VI, který je součástí balíčku kódů SCALE. Kód KENO-VI se používá hlavně pro kritickou bezpečnostní analýzu systémů, k určení multiplikačního koeficientu. Cílem práce je seznámení s kódem KENO-VI, přiblížit princip Monte Carlo kódů, vytvořit model benchmarkové úlohy Full-Core 1000 a zhodnotit získané výsledky.

První část je zaměřena na základy jaderné fyziky, které jsou nezbytné pro porozumění principu výpočetních kódů v oblasti jaderného inženýrství. Jsou zde uvedeny neutronové interakce, multiplikační koeficient a štěpná řetězová reakce. Druhá kapitola je zaměřena na řešení transportu neutronů, hlavním cílem bylo přiblížit princip metody Monte Carlo a její použití v oblasti transportu neutronů. Hlavní myšlenkou třetí kapitoly je seznámení s Monte Carlo kódem KENO-VI a vysvětlit princip vytváření a řešení problémů. V čtvrté části práce je popsána problematika jaderných knihoven pro transportní kódy. Obsahem páté části je přiblížení postupu vytváření benchmarkové úlohy Full-Core 1000 a je zde popsán postup tvorby modelu reaktoru VVER-1000 pomocí kódu KENO-VI. Závěrečná část je zaměřena na způsob určení požadovaných hodnot a srovnání výsledků s referenčním řešením.

Hlavním cílem mé práce je určení výkonů požadovaných segmentů reaktoru VVER 1000 a porovnání s výsledky získanými pomocí referenčního řešení. Zjistit rozložení energie palivových souborů v AZ a palivových proutků v příslušných palivových souborech. Nalézt maximální množství energie palivového proutku v palivovém souboru, která není přímo měřena monitorovacím systémem aktivní zóny.

# 1 Úvod do reaktorové fyziky

V této kapitole bych rád uvedl základní teorii jaderné fyziky a zaměřil se na děje probíhající v jaderných reaktorech. Hlavní částí této kapitoly jsou neutronové reakce, vysvětlení účinných průřezů a popis štěpné řetězové reakce. Jedná se o základní znalosti z oblasti jaderné reaktorové fyziky nutné pro pochopení tématu a práci v tomto oboru.

## 1.1 Neutronové interakce

Cílem mého zájmu v teorii jaderných reaktorů jsou jaderné reakce, které se při splnění určitých podmínek mohou uskutečnit mezi jádrem atomu a částicí. Už podle názvu je touto částicí neutron. Neutrony nemají žádný elektrický náboj, proto nejsou při přiblížování k jádru atomu, které má kladný náboj ovlivňovány coulombovskými silami. Neutrony nemusejí překonávat odpuzující síly a mohou se k jádru atomu více přiblížit. Pokud se neutron přiblíží na dosah jaderných sil (silná interakce)  $10^{-15}$  m, dojde ke srážce s jádrem. Následky této srážky jsou popsány v následujících kapitolách.

Přehled interakcí neutronů s jádry:

1. Pružný a nepružný rozptyl neutronu
2. Absorpce neutronu
3. Štěpení

### **Pružný rozptyl**

Jedná se druh interakce neutronu s jádrem. Nastane srážka, kdy se kinetická energie nemění na jiný druh energie. Neutron po srážce pokračuje v laboratorní soustavě obvykle jiným směrem a s nižší energií a hybností, kterou předal jádru. Při této interakci nedochází k změně jádra ani neutronu, pouze se mění jejich charakteristické vlastnosti. Oba segmenty pokračují s jinou hybností a kinetickou energií. Dochází ke zpomalování rychlých neutronů až do oblasti tepelných. V oblasti tepelných neutronů se pohyb neutronů řídí zákony difúze. [1] [2]

### **Nepružný rozptyl (radiační záchyt neutronu)**

Při tomto rozptylu dochází k přeměně části kinetické energie, která je následně vyzářena pomocí ionizujícího záření ( $n, \gamma$ ). Dojde k pohlcení neutronu jádrem, jádro je

v tzv. excitovaném stavu. Jádro má tendenci vrátit se do základního stavu, toho lze dosáhnout emisí neutronu. Musí však platit zákon zachování kinetické energie a hybnosti. Dochází ke vzniku neutronu a přebytek energie je vyzářen nejčastěji ve formě svazku fotonů (gama záření). Tento rozptyl se také nazývá rezonanční záchyt neutronu. [1] [2]

### **Absorpce neutronu**

Neutron je pohlcen jádrem. Neutron proniká do jádra, a jádro je v excitovaném stavu. Po absorpci neutronu dochází k emitování sekundární záření. Sekundárním záření může být v podobě protonů, neutronů, alfa částic (jádra helia), fotonů. Dojde k vyzáření energie, která odpovídá kinetické energii neutronu ve formě ionizujícího záření. Platí také závislost mezi energií neutronu a nejpravděpodobnějším nebo nejvíce pravděpodobným druhem reakce, který se uskuteční. Pro příklad, nejvyšší pravděpodobnost radiačního záchytu je pro středně těžká jádra, pokud je energie neutronu menší než 0,5 keV. [2]

### **Štěpení**

Jedná se o jadernou reakci, při níž dojde k rozdělení těžkého jádra na dvě lehčí jádra a společně s rozdělením dojde k uvolnění energie (kapitola 6.1.1). Tato jaderná reakce je důležitá, proto se jí budu více věnovat v kapitole 1.3. [1] [2]

## **1.2 Neutronové účinné průřezy**

Při jaderných reakcích mohou probíhat všechny druhy interakcí, které jsou zmíněny v předchozí kapitole, naráz. Nicméně každá interakce má různou pravděpodobnost uskutečnění. Pro určení pravděpodobnosti jednotlivých interakcí se využívají účinné průřezy.

### **Mikroskopický účinný průřez**

Mikroskopický účinný průřez je vztažený na jedno jádro a značí se  $\sigma$ . Udává pravděpodobnost interakce mezi jedním jádrem, nacházejícím se v terčové ploše  $1 \text{ m}^2$  a jedním neutronem. Jednotkou mikroskopického průřezu je  $1 \text{ m}^2$ . Častěji se setkáme s použitím jednotky 1 barn ( $1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$ ).

Pro účinný průřez platí adiční zákon. Při výskytu více druhů interakcí neutronů s jádrem atomu, lze určit celkový účinný průřez takto

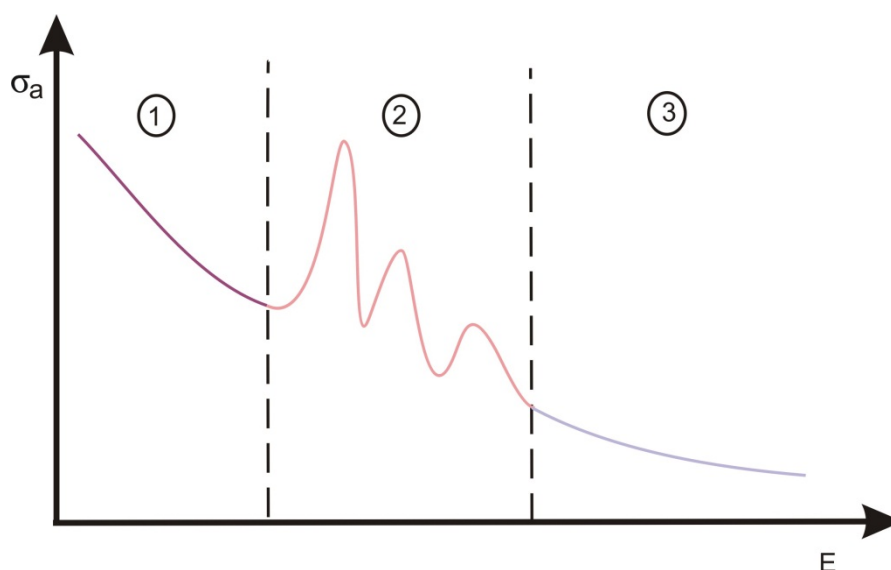
$$\sigma = \sigma_s + \sigma_a \quad (1)$$

kde

$\sigma_s$  je účinný průřez pro rozptyl

$\sigma_a$  je účinný průřez pro absorpci

Účinný průřez jádra pro příslušnou interakci je charakteristikou jádra a závisí na energii dopadajícího neutronu. Závislosti účinného průřezu na energii jsou stanovené v tabulkách a grafech pro rychlost neutronů 2200 m/s.



Obr. 1.1 – Závislost účinného průřezu na energii neutronu [30]

Závislost účinného průřezu na energii dopadajícího neutronu lze vidět na Obr. 1.1. Energetický interval lze rozdělit do tří oblastí:

- 1) Oblast zákona 1/u
- 2) Rezonanční oblast
- 3) Oblast rychlých neutronů

V běžných případech je účinný průřez obvykle větší při nízkých energiích. V oblasti tepelných neutronů (oblast 1/u) se také zvyšují účinné průřezy radiačního záchytu. V druhé oblasti tzv. rezonanční může mít účinný průřez několik maxim. Třetí oblast zahrnuje oblast neutronů středních a rychlých. [1]

### Makroskopický účinný průřez

Makroskopický průřez se využívá pro popis interakce, kde dochází k interakci celkového počtu neutronů s velkým počtem jader. Makroskopický průřez značíme  $\Sigma$ . Charakterizuje pravděpodobnost interakce mezi jedním jádrem ze všech, které se nacházejí v krychli o straně 1 m a neutronem za předpokladu, že neutron dopadá kolmo na jednu ze stěn krychle. Makroskopický průřez lze určit pomocí rovnice (2)

$$\Sigma = N * \sigma \quad (2)$$

kde

$N$  je hustota jader

$\sigma$  je mikroskopický účinný průřez

Tento vztah platí jen pro interakci s jedním druhem jader. Pro případy jaderných reaktorů, kde jsou látky tvořeny z několika druhů jader, se určuje tzv. celkový makroskopický průřez [1]

$$\Sigma = \sum_i^n c_i * \Sigma_i \quad (3)$$

kde

$c_i$  je objemové zastoupení i-tého druhu jader

$\Sigma_i$  je makroskopický účinný průřez pro příslušnou interakci i-tého druhu jader

### 1.3 Štěpná řetězová reakce

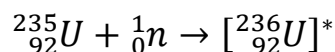
Štěpná řetězová reakce je jedním z nejdůležitějších procesů v teorii jaderných reaktorů. Jedná se o typ absorpční interakce, při které dochází k uvolnění značné energie,



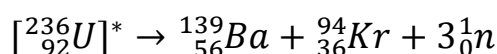
vzniku štěpných produktů a hlavně neutronů. Při štěpení dochází k pohlcení neutronu, které vyvolá rozdělení těžšího jádra na lehčí jádra za doprovodu uvolnění značné energie (200 MeV) a vzniku dvou až tří vysokoenergetických neutronů (rychlých neutronů).

Jaderné materiály můžeme rozdělit na štěpné a štěpitelné. Pro štěpení je potřeba překonat tzv. aktivační energii jádra. U štěpných materiálů lze vyvolat štěpnou reakci pomocí tepelných neutronů. Tyto neutrony mají, poměrně malou energii 0,025 eV. Mezi štěpné materiály patří izotop  $^{235}\text{U}$  nebo  $^{239}\text{Pu}$ . Pro štěpení štěpitelného materiálu jsou zapotřebí rychlé neutrony, s energií okolo 2 MeV. Mezi štěpitelné materiály patří  $^{238}\text{U}$  nebo  $^{240}\text{Pu}$ . Je důležité si uvědomit, že s rostoucí energií neutronu se snižuje pravděpodobnost interakce s jádrem atomu.

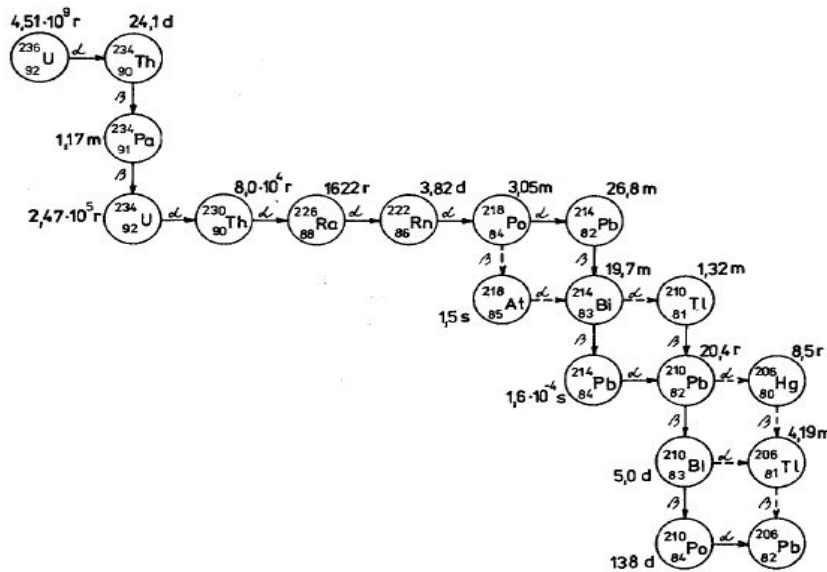
V počátku štěpení dochází k absorpci neutronu



Dojde ke vzniku  $^{236}\text{U}^*$ , který je v tzv. vzbuzeném stavu. V tomto okamžiku mohou nastat dvě možnosti. Izotop  $^{236}\text{U}^*$  ve vzbuzeném stavu emituje gama záření a vytvoří se stabilní izotop  $^{236}\text{U}$ . Další možností je štěpení, charakteristický příklad je uveden pomocí následujícího diagramu.



Při štěpení nedochází vždy jen k jednomu rozpadu. Vzniklé štěpné produkty mohou být také nestabilní. Celý děj je popsán rozpadovými řadami (Obr. 1.2). Při rozpadu štěpných produktů jsou emitovány tzv. zpožděné neutrony s energií 500 keV. Tyto neutrony mají velký význam pro dynamiku reaktoru. Aby bylo možné udržet štěpnou řetězovou reakci, musí vzniknout alespoň jeden tepelný neutron. Jak už jsem zmínil, při štěpení vznikají rychlé neutrony s energií okolo 2 MeV. Pro udržení štěpné řetězové reakce je nutné tyto neutrony zpomalit. To se provádí pomocí moderátoru, kde dochází k interakci rychlého neutronu s jádrem moderátoru. Pro zpomalení neutronů jsou vhodná lehká jádra, neutron jim dokáže odevzdat více energie. Důležitou vlastností moderátoru je také absorpce neutronů, pokud je příliš vysoká je nutné použít více obohacené palivo. Ideálním moderátorem je tedy látka s velkým účinným průřezem pro rozptyl a malým účinným průřezem pro absorpci. Bilanci neutronů popisujeme pomocí koeficientu násobení, kterému se budu věnovat v další kapitole. [1]



Obr. 1.2 – Rozpadová řada izotopu  $^{236}\text{U}$  [3]

## 1.4 Multiplikační koeficient

Multiplikační koeficient nebo také koeficient násobení je veličina, která slouží pro popis štěpné řetězové reakce. Pro udržení štěpné řetězové reakce je nutné, aby na každý tepelný neutron způsobující štěpení vznikl alespoň jeden tepelný neutron, který vyvolá další štěpení. Tepelné neutrony interagují nejen v palivu, ale může dojít k absorpci i v ostatních materiálech například v moderátoru nebo chladiivu. Tato absorpce nám zhoršuje bilanci neutronů v reaktoru.

### Multiplikační koeficient v nekonečné soustavě

Koeficient násobení v nekonečné soustavě se značí  $k_{\infty}$ . Uvažujeme nekonečně velký reaktor. Jedná se o ideální případ, kdy nám žádný neutron neopustí soustavu. Koeficient násobení v nekonečné soustavě lze definovat jako podíl určité generace neutronů k předcházející generaci. Lze ho také vyjádřit pomocí vzorce čtyř koeficientů.

$$k_{\infty} = \frac{n_i}{n_{i-1}} = \frac{n * \eta * \epsilon * p * f}{n} = \eta * \epsilon * p * f \quad (4)$$

kde

$n$  je počet neutronů

$\eta$  je regenerační faktor

$\varepsilon$  je štěpení rychlými neutrony

$p$  je pravděpodobnost úniku rezonančnímu záchytu

$f$  je koeficient využití tepelných neutronů

### **Efektivní multiplikační koeficient**

V reálných případech nemáme nekonečnou soustavu a dochází k úniku neutronů ze soustavy. Neutrony unikají ze soustavy při zpomalování a během difúze. Efektivní multiplikační koeficient respektuje tyto úniky, z tohoto důvodu má vždy menší hodnotu než multiplikační koeficient v nekonečné soustavě. Pokud známe pravděpodobnosti jednotlivých úniků lze efektivní multiplikační koeficient určit pomocí  $k_{\infty}$ .

$$k_{ef} = k_{\infty} P_1 P_2 \quad (5)$$

kde

$P_1$  je pravděpodobnost, že neutrony neuniknou ze soustavy během zpomalování

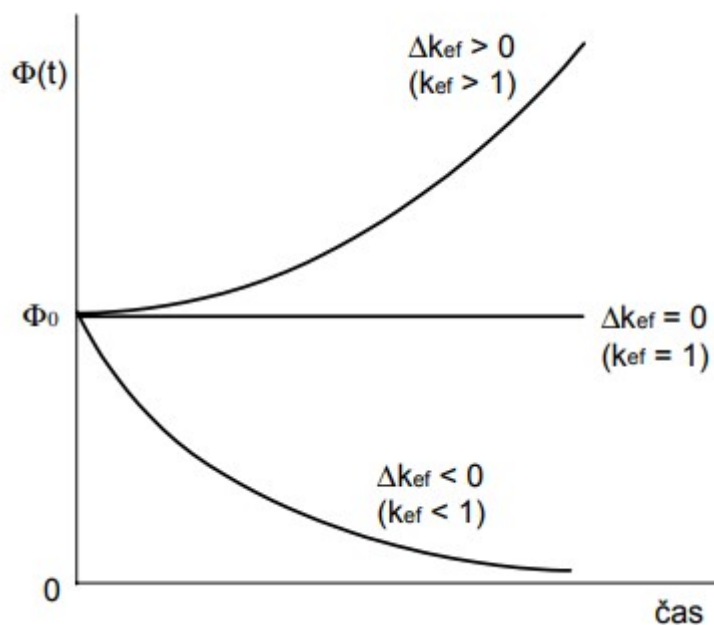
$P_2$  je pravděpodobnost, že neutrony neopustí soustavu během difúze

Pomocí efektivního multiplikačního koeficientu lze určit stav štěpné řetězové reakce.

- 1)  $k_{ef} < 1$  – soustava je podkritická, počet neutronů exponenciálně klesá
- 2)  $k_{ef} = 1$  – soustava je kritická, počet neutronů je ustálený
- 3)  $k_{ef} > 1$  – soustava je nadkritická, počet neutronů exponenciálně roste

Štěpná řetězová reakce může dosáhnout z pohledu kritičnosti několika stavů, jak je uvedeno výše. Pokud je reaktor ve stavu podkritickém, klesá počet neutronů a dochází ke zpomalení, až zastavení štěpné řetězové reakce. Dalším případem je kritický stav. Během kritického stavu se v soustavě drží stálý počet neutronů. Posledním stavem je stav nadkritický, kdy se počet neutronů zvyšuje a reakce se může stát nekontrolovatelnou. Je

důležité si uvědomit, že tok neutronů odpovídá výkonu reaktoru. Naší snahou je udržet reaktor v kritickém stavu. [1]



Obr. 1.3 Závislost toku neutronů na čase

## 2 Simulace a modelování jaderných reaktorů

Pro oblast jaderného inženýrství jsou nezbytné nástroje pro návrhy jaderných reaktorů a provádění provozních výpočtů. Například před zavezením paliva je nutné provést několik výpočtů pro zajištění bezpečnosti paliva během provozu. Hlavním úkolem těchto nástrojů je určit prostorové rozložení toku neutronů v řešeném systému. Existují dvě metody pro simulaci a modelování transportu neutronů a jejich interakcí. Deterministické metody řešící transportní rovnici pomocí numerické aproximace. Druhou možností je metoda Monte Carlo, která je blíže popsána v kapitole 2.2.

### 2.1 Rovnice transportu neutronů

Transportní rovnice se zabývá pohybem neutronů v různých médiích. Základním předpokladem pro řešení transportu neutronů jsou neutrony zpracované jako bodové částice pohybující v přímkách mezi srážkami. Při řešení jsou také zanedbány interakce neutron-neutron. Teorie transportu je v principu jednoduchá a lze snadno určit rovnici popisující tento jev. Rovnováhu neutronů v šestidimenzionálním fázovém prostoru je možné vyjádřit pomocí následující transportní rovnice:

$$\frac{1}{v} \frac{\partial}{\partial t} \psi(r, \hat{\Omega}, E, t) + \nabla \psi(r, \hat{\Omega}, R, t) + \Sigma_t(r, E) \psi(r, \hat{\Omega}, E, t) = q(r, \hat{\Omega}, E, t) \quad (6)$$

kde

$\Sigma_t(r, E)$  je makroskopický průřez média

$q(r, \Omega, E, t)$  je obecný zdroj neutronů

$\Omega$  je směrový vektor

$E$  je energie částice

$v$  je absolutní vektor rychlosti

$\Psi$  je úhlový tok neutronů

Každý termín rovnice reprezentuje zisk nebo ztrátu neutronu. Rovnice nám v podstatě říká, že neutrony získané se rovnají neutronům ztraceným. Řešení je enormně náročné na výpočetní techniku, protože problém má sedm rozměrů: tři v prostoru, dva ve směru a čas. Rovnici lze řešit analyticky jen ve speciálních případech nebo při uvažování jistých zjednodušení. Deterministické metody řeší transportní rovnici numerickým přiblížením v modelovaném fyzikálním systému ohraničeným okrajovými podmínkami. Výpočet má vysoké nároky na operační paměť, které dnešní výpočetní technika neposkytuje, z tohoto důvodu se při řešení přistupuje k určitým zjednodušením. Provádí se diskretizace energetických spekter a homogenizaci prostředí. Výhodou deterministických metod jsou nízké nároky na výpočetní čas. [5] [27]

## 2.2 Metoda Monte Carlo

Metoda Monte Carlo je stochastická metoda, která využívá pseudonáhodná čísla. Nejprve bych se věnoval upřesnění pojmů stochastika a pseudonáhodná čísla. Stochastika je matematický obor, který využívá pravděpodobnost a statistiku k popisu náhodných dějů. Pseudonáhodná čísla se jeví jako náhodná, ale jsou generovány deterministicky. Pomocí těchto nástrojů a provedení dostatečného počtu simulací náhodného jevu lze určit střední hodnotu veličiny, která je výsledkem zkoumaného náhodného jevu. Výsledek simulace je vždy mírně odlišný, pokud se postup opakuje s odlišnou sekvencí náhodných čísel. Výsledky jsou náhodně rozděleny a charakterizovány statickou střední hodnotou a přidruženou směrodatnou odchylkou. Metoda Monte Carlo je obzvláště vhodná pro řešení složitých systémů, kde není možné modelovat pomocí kódů využívajících deterministické

metody. Metoda Monte Carlo je náročná na výpočetní čas. Počet simulací potřebných k adekvátnímu popisu náhodného jevu je obvykle poměrně velký. Výhodou metody je řešení bez nutnosti zjednodušení, které umožňuje modelovat dnešní složité systémy. [5]

Pro lepší pochopení v této kapitole uvedu jednoduchý případ použití metody monte Carlo, kde je metoda Monte Carlo aplikována na výpočet desetinné hodnoty čísla  $\pi$ . Je známé, že tato konstanta je definována jako poměr obvodu k průměru kruhu a je přibližně rovna 3,1415926535. Oblast kruhu je známa, označme ji  $A$ .

$$A = \pi r^2 \quad (7)$$

Kde  $r$  značí poloměr kružnice. Máme jednotkový kruh ( $r = 1$ ). Oblast tohoto kruhu je  $\pi$ . Představme si, že kružnice je označena čtvercem se stranami  $a = 2$ . Oblast čtverce je definována následovně:

$$A_{\zeta} = a * a = 4 \quad (8)$$

Následně jsou rovnoměrně vybrána náhodná místa uvnitř čtverce. Pravděpodobnost, že bod uvnitř čtverce je zároveň uvnitř kruhu, je dán poměrem obou oblastí.

$$P = \frac{A}{A_{\zeta}} = \frac{\pi}{4} \quad (9)$$

Hodnota  $\pi$  může být zapsána s touto pravděpodobností jako:

$$\pi = 4P \quad (10)$$

Odhad pravděpodobnosti pomocí Monte Carlo je snadné vypočítat. Nejprve vybereme velké množství bodů uvnitř čtverce se souřadnicemi  $x$  a  $y$  náhodně mezi  $-1$  a  $1$ . Druhým krokem je výpočet bodů, které spadají do kruhu. Musí splňovat podmínku:

$$x^2 + y^2 > 1 \quad (11)$$

Je-li tato podmínka splněna. Podle rovnice  $\pi = 4P$ , číslo vynásobíme čtyřmi a

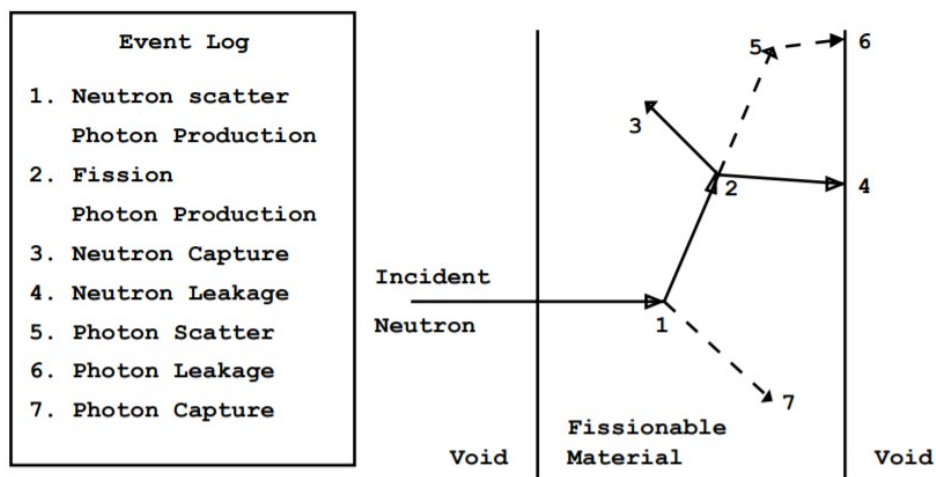
vydělíme celkovým počtem bodů. Výsledek by se měl přiblížit konstantě  $\pi$ . Jedná se o jednoduchý příklad, kde se nejlépe ukazuje myšlenka a průběh Monte Carlo výpočtu. [5]

### 2.2.1 Transportní jevy

Pohyb částic v látkovém prostředí lze určit jako stochastický. Pravděpodobnosti jednotlivých dějů jsou známé. Tyto skutečnosti nás vedou k použití metody Monte Carlo, která slouží k modelování modifikovaných skutečných procesů. [5]

Metoda Monte Carlo může být použita k teoretické duplikaci statického procesu. Jedním z těchto procesů může být například interakce jaderných částic s jádru materiálu, které tvoří řešený systém. Jednotlivé pravděpodobnostní události, které se odehrávají, během sledovaného procesu jsou simulovány postupně. Pravděpodobnostní rozdělení, které popisuje tyto události, jsou statisticky vzorkovány a slouží k popisu celého jevu.

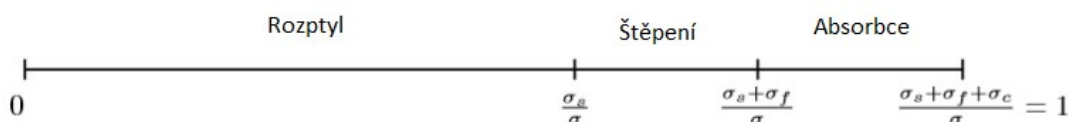
Provedené experimenty ukázaly velmi dobrou přesnost metody Monte Carlo pro popis pohybu částic. Pomocí této metody lze sledovat celý život každé z mnoha částic, uvnitř zkoumaného systému. Částice jsou sledované od zdroje, tedy od vzniku “začátek života“ až “smrti“ sledované částice, kterou může být například absorpce nebo únik ze systému. Pravděpodobnostní rozdělení jsou náhodně vybrána pomocí generátoru náhodných čísel a jaderných dat, a jsou použita k určení výsledku v každém kroku života částice.



Obr. 2.1 - Život neutronu [6]

Obr. 2.1 zobrazuje příklad události při pohybu neutronu v materiálu. Je zde uveden příklad interakcí s atomovými jádru materiálu desky. Jsou vybrána náhodná čísla mezi 1 a 0, pro určení typu interakce Obr. 2.2 a místa, kde vybraná interakce nastane, pokud daná

částice existuje. Výběr pseudonáhodných čísel je založen na fyzikálních principech a pravděpodobnostech (jaderná data), které se řídí příslušnými procesy a vlastnostmi materiálu. Událost 1, dochází k interakci neutronu s jádrem materiálu desky. Dojde k pružnému rozptylu a změně směru pohybu, který je určen náhodně. Při interakci vzniká také foton. Foton je dočasně uložen pro další analýzu. Událost 2, představuje štěpení jádra. Štěpení má za následek zánik původního neutronu za vzniku dalších neutronů a fotonu. V případě zániku sledovaného neutronu dochází ke konci sledování života neutronu. Historie života neutronu je tímto kompletní. Neutrony vytvořené při štěpení a foton jsou uloženy v novém zdroji i s přesným místem pro další analýzu. Uložené neutrony a foton jsou vráceny do systému a probíhá řešení nové generace. Událost 3 představuje absorpci neutronu a ukončení jeho života, kdy směr a typ interakce neutronu byl vybrán náhodně. Postupným řešením historie dalších neutronů a generací můžeme simulovat děje uvnitř systému. Dostatečným počtem sledovaných historií a simulací (generací) lze docílit požadované přesnosti. Více v kapitole 2.3 [6] [10]



Obr. 2.2 - Velikost náhodného čísla určuje druh interakce [11]

### 2.3 Kritické výpočty

Většina Monte Carlo kódů používá k řešení metodu k-eigenvalue (metoda vlastních čísel), kde každý iterační cyklus odpovídá jedné generaci neutronů v simulaci. Kritické výpočty se používají k určení multiplikačního koeficientu, určení hustoty toku neutronů a dalších parametrů v řešeném systému. Metoda Monte Carlo matematicky neřeší transportní rovnici (6) pomocí stochastických metod, ale využívá metody náhodné procházky. Život částic je simulován bez přímého řešení transportní rovnice. Parametry získané řešením transportní rovnice jako například úhlové a energeticky závislé toky nejsou řešeny během simulace. Výpočet výstupních parametrů může být oddělen od simulace a proveden až po vyřešení pohybu jednotlivých neutronů. Výsledné data se dají zpracovat jako by byla výsledkem fyzikálního experimentu.

Jak už bylo zmíněno, samotný pohyb částic je náhodný proces. Ve standartních Monte Carlo kritických výpočtech se nejprve vytvoří předem definované množství počátečních neutronů. Pro každý neutron je simulována celá délka života v systému, kterou



nazýváme “historie života“, dokud nedojde k absorpci, štěpení nebo úniku ze systému, v tomto okamžiku je historie neutronu kompletní. Způsob určení historie života neutronu je podrobněji popsána v kapitole 2.2. Dále se tento proces opakuje pro  $N$  neutronů, které tvoří jednu generaci neutronů. Multiplikační faktor  $k_i$  se určuje pro každou generaci.

$$k_i = \frac{\text{počet počátečních neutronů v generaci } i + 1}{\text{počet simulovaných historií v generaci } i} \quad (12)$$

Multiplikační koeficient celého systému je pak určen jako střední hodnota multiplikačních koeficientů jednotlivých generací. Lze také určit statickou přesnost aproximace. Chyba provedení simulace pomocí metody Monte Carlo je obvykle dána jako relativní směrodatná odchylka  $\sigma_i$ . Cílem je získat výsledek s co možná nejnižší odchylkou. Směrodatná odchylka klesá úměrně s  $1/\sqrt{N}$ . Zvýšením počtu neutronů na generaci se nejen zvyšuje přesnost odhadu, ale také se prodlužuje výpočetní čas, proto je nutné zvolit tento parametr optimálně podle složitosti řešeného problému. Pokud bude vložen nízký počet neutronů, nedojde k dostatečnému vzorkování problému, výsledky nebudou přesné a statistika nebude dávat smysl. Dalším faktorem pro výpočet je určení počtu iteračních cyklů, v našem případě počet generací, které jsou potřebné ke konvergenci distribuce zdroje štěpení. Je nutné, určit kolik počátečních generací bude vyřazeno před statistickým zpracováním, aby nedošlo k ovlivnění výsledků počátečním odhadem. Pro eliminaci chyb při užití metody Monte Carlo byly vypracovány pokyny a doporučení nejlepších postupů pro kritické výpočty, které jsem respektoval při ladění modelu. [9][10]

### 3 Seznámení s kódem KENO-VI

#### 3.1 SCALE

Historie systému kódu SCALE se datuje od roku 1969, kdy laboratoř ORNL začala poskytovat Americké komisi pro atomovou energii (AEC), dnes NRC, výpočetní kódy KENO, které využívali pro výpočet kritické bezpečnosti. Od roku 1969 do roku 1976 se pracovníci AEC spoléhali na personál ORNL. Zaměstnanci národních laboratoř pomáhali při správném používání kódů a údajů pro kritickou bezpečnostní analýzu, pro analýzu stínění, přenosu tepla a ochranných obálek pro přepravu jaderného paliva. Až do doby, kdy Americká regulační komise pro jadernou bezpečnost (NRC) navrhla vytvoření jediného jednoduchého analytického systému, který by umožnil komplexní řešení pro problémy

v oblasti jaderného inženýrství. Tento návrh zapříčinil vznik systému SCALE. Ten představuje komplexní modelovací a simulační balíček pro návrh a analýzu jaderné bezpečnosti.

SCALE je komplexní modelovací a simulační sada pro analýzu a návrh jaderné bezpečnosti. Slouží převážně pro návrh a analýzu jaderné bezpečnosti. SCALE byl vyvinut divizí RNSD (Reactor and Nuclear Systems Division), který je součástí Národní laboratoře Oak Ridge (ORNL). SCALE poskytuje komplexní a ověřenou a stále ověřovanou sadu nástrojů pro kritickou bezpečnostní analýzu, fyziku reaktorů, analýzu citlivosti a nejistoty a několik dalších nástrojů. SCALE nabízí rámec "Plug-and-play", který zahrnuje tři deterministické a tři řešitele Monte Carlo, které lze vybrat na základě požadovaného řešení, včetně hybridních deterministických / Monte Carlo simulací. Metoda Monte Carlo je podrobně popsána v následující kapitole. SCALE obsahuje nejnovější knihovny jaderných dat a nástroje pro zpracování účinných průřezů závislých na řešených problémech pro neutrony s kontinuální energií a multigrupový režim, propojené výpočty neutron-gama tak i výpočty aktivace, vyhořívání a rozpadu.

Pro komunikaci s uživatelem používá SCALE grafické rozhraní Fulcrum, které pomáhá s přesným systémovým modelováním a pohodlným přístupem k požadovaným výsledkům. Vstup pro SCALE je poskytován ve formě textových souborů pomocí volného vstupu s rozsáhlým používáním klíčových slov a technických vstupních požadavků. Grafické uživatelské rozhraní poskytuje pomoc při vytváření vstupních souborů, vizualizaci geometrie a jaderných dat, provádění výpočtu, sledování výstupů a vizualizace výsledků. [7][8]

## 3.2 CSAS 6

Sekvence analýzy kritické bezpečnosti CSAS (Criticality Safety Analysis Sequence) poskytuje možnost přípravy směsí s rozsáhlým použitím klíčových slov. Důvod vytvoření této sekvence byla myšlenka poskytnout standardizované sekvence, které měli zjednodušit uživatelské znalosti a úsilí potřebné pro přípravu materiálových směsí, a provést odpovídající zpracování knihoven jaderných dat tak, aby byly vztažené k řešenému problému. Tímto lze částečně eliminovat ovlivnění výpočtu způsobené lidskou chybou. Sekvence CSAS 6 je navržena tak, aby připravila korigovanou knihovnu jaderných dat pro následné použití v kódu KENO-VI. Sekvence implementuje XSPROC pro zpracování vstupů materiálů a poskytují knihovny jaderných dat s korekcí teploty a rezonance na základě

fyzikálních charakteristik analyzovaného problému. Pokud je pro řešení zvolena knihovna s kontinuální energií, není nutné provádět rezonanční korekci, a účinné průřezy se používají přímo v KENO s teplotními korekcemi. Výsledkem zpracování je knihovna jaderných dat obsahující účinné průřezy závislé na řešeném problému.

XSProc integruje a vylepšuje schopnosti dříve realizované nezávisle v BONAMI, CENTRM, PMC, WORKER, ICE a XSDRNPM stejně jako funkce dříve poskytované MIPLIB a SCALELIB. Tento modul pro zpracování materiálů a účinných průřezů byl vyvinut pro vydání SCALE 6.2. Provádí přípravu dat pro výpočty s kontinuální energií tak pro multigrupové výpočty. XSProc rozšiřuje materiálové vstupy z definic knihovny standardních složení o atomovou hustotu (atomů/b-cm) a pro multigrupové výpočty provádí rezonanční korekci průřezů, zhroucení energetické skupiny a prostorovou homogenizaci. Modul implementuje možnosti pro teplotní interpolaci v závislosti na řešeném problému, výpočet faktorů Dancof, rezonanční samostínění pomocí Bondarenkových faktorů, stejně jako použití rezonančního samostínění pro výpočty s kontinuální energií v rezonanční oblasti. XSProc produkuje stíněné mikroskopické průřezy pro každý nuklid nebo makroskopické průřezy pro každý materiál. Použitím moderního modulu XSProc namísto starších kódů vede k přípravě účinných průřezů v kratší době.[18][12][13]

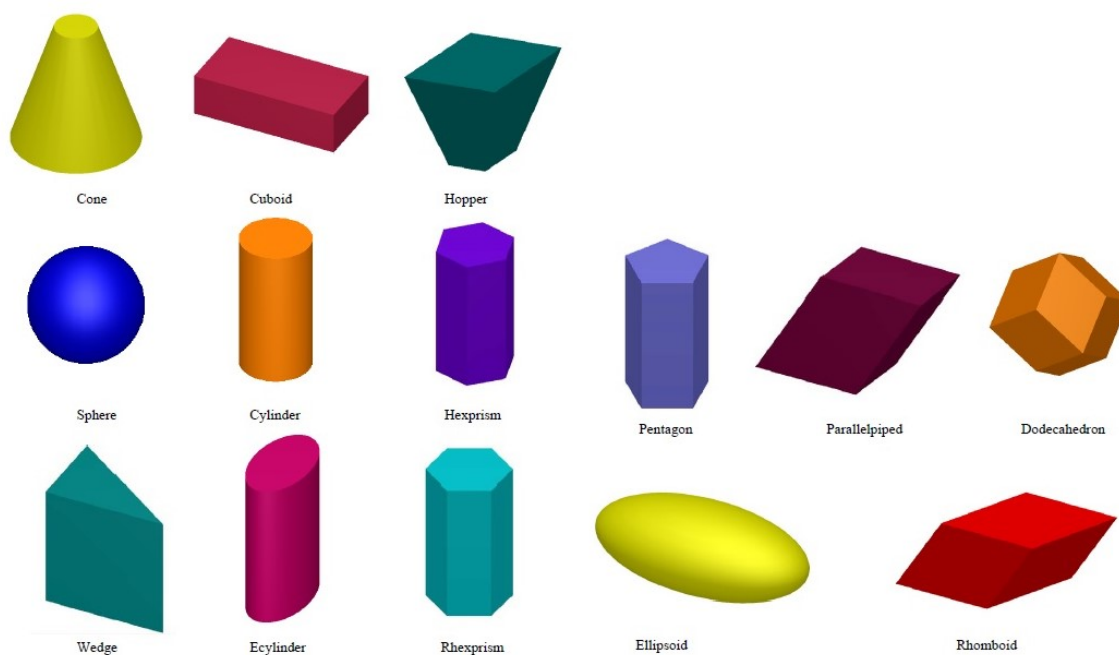
### 3.3 KENO-VI

KENO je 3D multigrupový Monte Carlo kód pro kritické výpočty, který je součástí SCALE. KENO se využívá především k určení multiplikačního koeficientu ( $k_{\text{eff}}$ ), toků, reakčních rychlostí v trojrozměrných problémech. Kód lze používat jako samostatný program nebo jako součást sekvence. Balíček SCALE obsahuje dvě verze kódu, starší KENO-V.a a novější verzi KENO-VI. KENO-VI poskytuje všechny aktuální dovednosti kódu KENO-V.a a navíc je vybaven flexibilnějším balíčkem geometrie Obr. 3.1. Cílem mé práce je seznámení s kódem KENO-VI, proto se dále bude věnovat tomuto kódu.

V dnešní době se objevují reaktory se složitější geometrií a zároveň jsou kladeny vysoké nároky na provedení co nejpřesnějších modelů. Z těchto důvodů je KENO-VI vybaveno rozšířenou geometrií SCALE Generalized Geometry Package (SGGP), který poskytuje geometrický systém založený na kvadratických základech s mnohem větší flexibilitou při modelování. KENO-VI obsahuje 13 předdefinovaných geometrických tvarů, z těchto tvarů lze vytvářet tzv. UNIT. Schopnost propojit tyto objekty umožňuje modelovat takové věci jaké KENO-V.a neumožňovalo. Další možností je otočení

vybraného tělesa, tím nemusejí být tělesa jen paralelně k hlavní ose. Dále je k dispozici vnoření tak, aby jedna UNIT, mohla obsahovat jinou UNIT. Tuto funkci umožňuje například HOLE nebo ARRAY. Byly přidány hexagonální pole (ARRAY), které umožňují konstrukci více typů reaktorů. Použití hranic pole (ARRAY boundaries) umožňují vytvořit nekuboidní prostor pole, který tato hranice specifikuje a přiřazení příslušné okrajové podmínky na hranici, kde se částice dostává na okraj systému. Tyto funkce zlepšují schopnosti modelování, ale dodatečná složitost geometrie vede k delším dobám řešení. [12][13][14]

KENO-VI slouží primárně k určení vlastní hodnoty  $k_{\text{eff}}$ . Ostatní výpočty zahrnují například dobu života částice, čas jedné generace, distribuci toků. Výpočty probíhají v režimech kontinuální energie a v režimu multigrupových výpočtů. Princip kritických výpočtů je podrobněji popsán v kapitole 2.3. Počáteční rozdělení štěpného zdroje v KENO lze specifikovat devíti způsoby. Uživatelsky lze určit rovnoměrné rozložení, až pro určení souřadnic daného bodu kde bude zdroj umístěn. KENO aproximuje skutečnou hodnotu  $k_{\text{eff}}$  pomocí iterativního procesu a zpožděných kovariačních dat mezi generacemi. KENO vypíše nejlepší odhad  $k_{\text{eff}}$ , který je určen z proběhlých generací. Pro zmenšení rozptylu je možné vynechání prvních generací, počet vynechaných generací lze uživatelsky měnit. Výpočet umožňuje sledování dráhy neutronů pro určení skalárního toku a momentů úhlového toku potřebné pro analýzu citlivosti, je možné také určit rychlost štěpné reakce. Výpočty matice  $k_{\text{eff}}$  poskytují další způsob výpočtu koeficientu násobení systému, lze určit přínos systému v každé UNIT, HOLE nebo ARRAY. KENO poskytuje možnost vypisování  $k_{\text{eff}}$  generací a průměrného  $k_{\text{eff}}$  pro vizuální kontrolu konvergence. Součástí jsou i diagnostické techniky konvergence, které zvyšují věrohodnost výsledků a mohou zkracovat dobu řešení. KENO využívá statistiku Shanonovy entropie. Výsledky řešení lze generovat pomocí 2-D grafů geometrický modulů, nebo je zde možnost vizualizace pomocí programu KENO-3D nebo grafického rozhraní Fulcrum.[12][13]



Obr. 3.1 - Geometrické tvary podporované kódem KENO-VI[12]

### 3.3.1 Multigrupová fyzika

Multigrupové zpracování v SCALE se používá od šedesátých let a poskytuje efektivní řešení s přijatelnou dobou řešení. Účinné průřezy jsou interpolovány teplotě a je provedeno zpracování rezonančního samostínění pomocí ostatních modulů SCALE dříve než jsou účinné průřezy použity v Monte Carlo výpočtech. Bez zpracování efektu samostínění by nebylo možné provést přesné multigrupové výpočty tepelného nebo střední energetické spektra. Po dokončení zpracování rezonančního samostínění a dvourozměrného rozšíření jsou účinné průřezy rozvedeny do Legendreho polynomů, jednotlivé průřezy nuklidů se vynásobí jejich hustotou a sčítají se do směsí. Tyto průřezy lze použít pro výpočty deterministických transportních kódů. Monte Carlo kódy převedou Legendreho polynomy na pravděpodobnostní rozdělení pro mezi skupinové přenosy a pro diskrétní rozptylové úhly a pravděpodobnosti, které zachovají okamžiky Legendreho rozšíření každého přechodu mezi skupinami. Pravděpodobnosti přenosu, úhly a pravděpodobnostní úhly se transformují tak, že nová skupina a úhel rozptylu jsou vybráni prostřednictvím dvou náhodných čísel.[13]

### 3.3.2 Fyzika s kontinuální energií

Řešení s kontinuální energií poskytuje vysoké rozlišení s přesným fyzikálním představením. Data v tomto režimu představují tepelný rozptyl pomocí volného plynu a  $s(\alpha, \beta)$  s přesnými bodovými daty pro popis tepelné oblasti. Rozšířená oblast rezonance je reprezentována bodovými daty, kde je energetická hustota bodu přizpůsobena pro každou reakci každého nuklidu. Data v oblasti nevyřešené rezonance jsou reprezentovány tabulkami pravděpodobností a data nad touto oblastí využívají bodová data, s přesnou point to point reprezentací pro sekundární částice. Údaje o produkci fotonů představují každý diskretní foton. Tento režim obsahuje také netransportní zpracování dat, například pro podporu toků a reakčních rychlostí. Ve verzi SCALE 6.2 se na začátku výpočtu generují průřezy kontinuální energie závislé na řešeném problému a na uživatelské teplotě.[13]

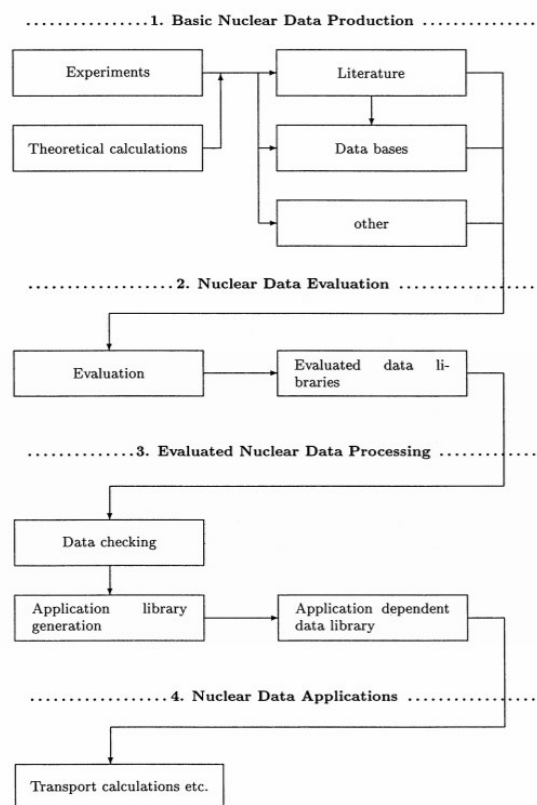
## 4 Knihovny jaderných dat

Jaderná data jsou kvantitativní výsledky vědeckého zkoumání (nebo výpočtů) jaderných vlastností materiálů. Popisující vlastnosti atomových jader a základní fyzikální vztahy, kterými se řídí jejich interakce, čímž charakterizují fyzikální procesy, které jsou základem všech jaderných technologií. Do jaderných dat patří například účinné průřezy, poločas rozpadu, popis rozpadu, vlastností radiačního záření a záření gama z radionuklidů. Jaderná data popisují všech 85 přírodních prvků doplněné o 290 stabilních izotopů a více než 2500 radionuklidů. Jaderná data se používají k popisu a tvorbě modelů v rozsáhlé oblasti jaderné vědy a technologie. Oblast používání lze rozdělit do dvou oblastí energetické aplikace (jaderné reaktory, jaderná bezpečnost, palivové cykly) a neenergetické aplikace (lékařská radioterapie, radiační bezpečnost). Podobným způsobem lze rozdělit i jaderná data do dvou kategorií. První kategorii popisuje jaderné reakce, popisující interakce různých částic s jádry. Druhá kategorie popisuje jaderné struktury, poločas rozpadu a radioaktivní rozpadové záření. [21]

Jaderná data jsou shromažďována a distribuována v celosvětovém měřítku. Aby byla zajištěna věrohodnost získaných dat, světové organizace zabývající se jadernými daty vytvářejí ověřené knihovny jaderných dat ve formátu ENDF (Evaluated Nuclear Data File). Databáze obsahuje údaje o jaderných reakcích z hlavních regionálních a národních knihoven dat, jako například:

- ENDF/B, USA
- JEFF-3.2, NEA
- CENDL-3.1, Čína
- JENDL-4.Ou2, Japonsko
- BROND-2, Rusko

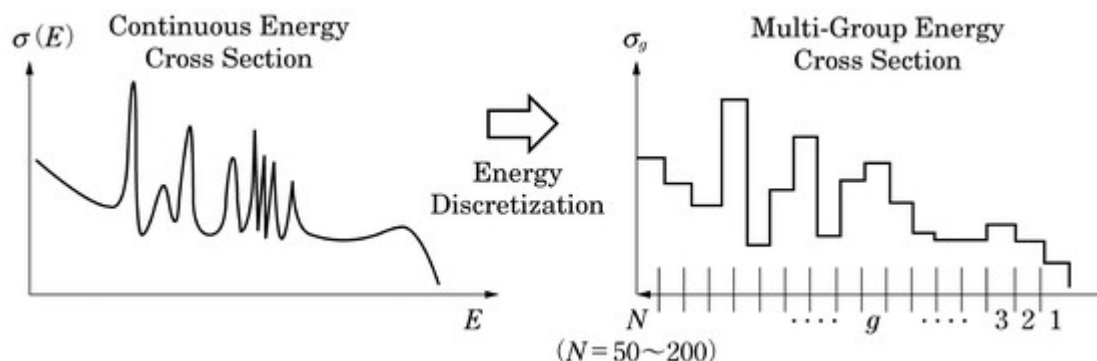
Jak bylo zmíněno, knihovny jaderných dat obsahují rozsáhlé množství informací. Pro řadu výpočetních kódů není nutné mít k dispozici kompletní knihovny jaderných dat. Práce s velkým množstvím dat by zvyšovala časovou náročnost řešení problémů. Z tohoto důvodu se provádí zpracování knihoven jaderných dat pomocí k tomu určených kódů, např. AMPX, NJOY. Výsledkem jsou specifické knihovny vytvořené pro konkrétní výpočetní nástroj, který slouží například pro řešení transportu neutronů. Postup zpracování jaderných dat je znázorněn na Obr. 4.1



Obr. 4.1 – Postup zpracování jaderných dat

Součástí zpracování jaderných dat je úprava účinných průřezů pro transportní kódy, které používají průřezy v skupinové nebo bodové formě. Pro deterministické metody a některé doplňující výpočty pomocí Monte Carlo kódů je nutné vytvořit multigrupové účinné průřezy. Rozdílem formátu bodových dat od skupinových je soustředění průřezů do

diskrétních energetických intervalů. Multigrupové účinné průřezy lze vytvořit pomocí diskretizace účinných průřezů s kontinuální energií (Obr. 4.2).



Obr. 4.2 Příklad diskretizace účinných průřezů [22]

Odvození multigrupových výpočtů je složité zejména v rezonančních oblastech, kde se hodnoty účinných průřezů silně mění s energií. Průřezy s kontinuální energií jsou zpracována tak, aby se získaly průřezy s jemnou strukturou, bez ohledu na geometrii systému. Při použití multigrupových výpočtů je nutné zohlednění geometrii (cell nebo latticel), často přibližným způsobem aby se koncentrovaly průřezy jemných struktur na průřezy určitého počtu skupin homogenizovaných v určité oblasti. Jedná se o rozdělení energie v daných intervalech a homogenizaci geometrie modelu. Použitím multigrupových průřezů pro Monte Carlo kódy lze snížit nároky na výpočetní techniku tak pro zkrácení doby řešení. [23]

#### 4.1 Knihovny jaderných dat SCALE

Součástí balíčku SCALE jsou knihovny jaderných dat pro multigrupové výpočty (MG) tak i pro bodové výpočty s kontinuální energií (CE), které byly zpracovány pomocí kódového systému AMPX. Nejdříve byly zpracovány data CE, které byly dále zpracovány do několika multigrupových knihoven. Knihovny byly zpracovány z datových souborů ENDF/B-VII.0 nebo ENDF/B-VII.1 pro každou reakci a nuklid. Knihovny jsou k dispozici pro řešení transportu neutronů, gama záření a společného neutron-gama. Knihovny se využívají pro Monte Carlo výpočty u CE-KENO (kritické) a CE-Monaco (stínění). Jsou také používány bodovým diskrétním souřadnicovým kódem CENTRM pro získání bodového toku spektra pro výpočty samostínění multigrupových průřezů. Multigrupové knihovny se



používají v Monte Carlo kódech MG-KENO a MG-Monaco a v deterministických transportních kódech XSDRNPM, NEWT a DENOVO. Obě verze knihoven jaderných dat obsahují data pro 417 nuklidů. ENDF/B-VII nemá vyhodnocená data pro několik izotopů, které jsou součástí dat standardního složení SCALE. Pokud jsou data pro jeden z izotopů vyžadována při výpočtu, SCALE vypíše při řešení varovné hlášení. Dostupné knihovny v balíčku SCALE jsou uvedeny v tabulce 1.

Tabulka 1: Knihovny dostupné v balíčku SCALE

Označení knihovny	Primární zdroj dat/formát	Název souboru knihovny
v7-238 ; v7-238n ; v7.0-238n	ENDF/B-VII.0 238-group neutron library	xn238v7.0a
v7-252 ; v7-252n ; v7.1-252n	ENDF/B-VII.1 252-group neutron library	xn252v7.1 a
v7-56; v7-56n; v7.1-56n	ENDF/B-VII.1 56-group neutron library	xn56v7.1 a
test-8grp	TEST LIBRARY 8-group ENDF/B-VII.1 neutron librarye	test8g_v7.1
v7.1-200n47g	ENDF/B-VII.1 200 neutron/47 gamma library	xn200g47v7.1a
v7-200n47g ; v7.0-200n47g ; v7-200g47	ENDF/B-VII.0 200 neutron/47 gamma library	xn200g47v7.0a
v7.1-28n19g	ENDF/B-VII.1 28 neutron/19 gamma library	xn28g19v7.1a
v7-27n19g ; v7.0-27n19g	ENDF/B-VII.0 27 neutron/19 gamma library	xn27g19v7.0a
ce_v7.1_endfb	ENDF/B-VII.1 Continuous-energy neutron and gamma library	
ce_v7 ; ce_v7_endf ; ce_v7.0_endfb	ENDF/B-VII.0 Continuous-energy neutron and gamma library	
ce_v7.1_endf.xml	ENDF/B-VII.1 Continuous-energy neutron and gamma library	
ce_v7.xml ; ce_v7_endf.xml ce_v7.0_endf.xml	ENDF/B-VII.0 Continuous-energy neutron and gamma library	

Data CE jsou ukládána jako jednotlivé soubory pro každý nuklid a k tomu určený adresář průřezu obsahuje názvy jednotlivých souborů. Tak i MG knihovny obsahují data pro všechny nuklidy. Uživatel má možnost přidat vlastní MG knihovnu. Požadovanou knihovnu uživatel volí v příslušném vstupním souboru (kapitola 5.4.1).

Knihovny s kontinuální energií nevyžadují další zpracování před použitím v řešení transportních problémů. MG knihovny v balíčku SCALE jsou nezávislé na řešeném problému a je nutné provést další zpracování. MG data je nutné přizpůsobit řešenému problému pomocí nástroje XSPROC, který je blíže popsán v kapitole 3.4. [13]

#### 4.1.1 Vliv knihovny jaderných na výpočet

Je zřejmé, že soustředí do energetických skupin, vede ke ztrátě informací. Další aproximací je řešení rezonančního samostínění. Tyto skutečnosti ukazují ve prospěch

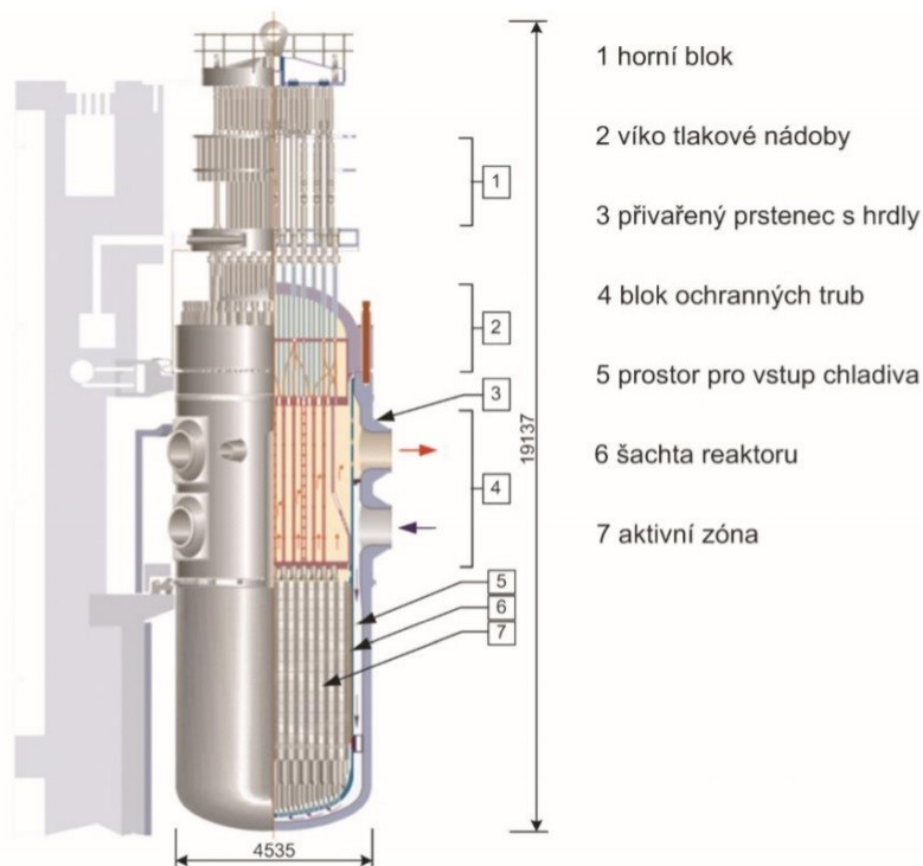
výpočtů s bodovými daty (CE). Formát bodových dat je jednodušší, přesnější a mnohem blíže původním datům. Těmto skutečnostem odpovídají také výsledky prováděných testů, které ukazují vyšší přiblížení výpočtu KENO-VI CE k experimentálním hodnotám. Rozdíly mezi MG a CE daty se s vývojem kódů snižují. Rozdíl mezi výpočtem CE a MG v SCALE 6.2 byl 100 pcm. Stěžejní výhodou skupinových dat jsou nižší nároky na výpočetní čas, který může být v některých případech až 30 krát kratší než v případě výpočtu s bodovými daty.[5] [28]

## 5 Model reaktoru VVER-1000

### 5.1 Tlakovodní reaktor VVER-1000

Tlakovodní reaktor PWR nebo východní sourozenec VVER (Vodo-Vodjanoj Enegezičeskij Reaktor) je nejrozšířenějším typem reaktoru používaným jak v jaderných elektrárnách tak také například v jaderných ponorkách. Historie tlakovodních reaktorů VVER začíná v sovětské Novovoroněži, kde byl koncem roku 1964 připojen k síti první experimentální reaktor typu VVER (první generace) s elektrickým výkonem 210 MW, který byl o 5 let později doplněn dalším reaktorem, tentokrát s elektrickým výkonem 365 MW. Dalším milníkem v historii reaktorů VVER bylo spuštění už komerčního reaktoru VVER-440 v letech 1972 a 1973, který byl v roce 1980 doplněn reaktorem VVER-1000.

Jaderné elektrárny s reaktory VVER-1000 jsou dvouokruhové. Primární a sekundární okruh je oddělen parogenerátory. Výhodou tohoto uspořádání je vyšší bezpečnost, kdy v primárním okruhu nedochází k varu média a tím k vzniku páry z důvodu vysokého tlaku média. Tímto uspořádáním je zajištěn bezpečný odvod tepla z aktivní zóny. Palivem je v tomto typu reaktorů obohacený uran ve formě palivových peletek  $UO_2$ , které jsou uspořádány do palivových proutků. Moderátorem a zároveň chladičem je lehká voda. V běžném provozním stavu je u reaktoru VVER-1000 teplota média 320 °C s tlakem 15.7MPa.



Obr. 5.1 - Řez reaktoru VVER-1000 [15]

V jaderné elektrárně Temelín je nainstalován reaktor VVER-1000 verze 320 (Obr.5.1), který je také zájmem mé práce. Reaktor je umístěný ve vertikální tlakové nádobě. Účelem tlakové nádoby je uložení vnitřních částí reaktoru včetně aktivní zóny. Tlaková nádoba se skládá z válcového tělesa a víka. Zajištění víka tělesa tlakové nádoby je provedeno pomocí 54 šroubů a je utěsněno dvěma niklovými kroužky o průměru 5 mm. Tlaková nádoba je mohutnější, ale zároveň téměř stejně vysoká jako předchozí generace VVER-440, což bylo dosaženo změnou koncepce regulačních prvků. Nádoba je tvořena šesti prstenci, které jsou svařeny elipsoidickým dnem. Tloušťka stěn nádoby je 193 mm a je vytvořena z nízkolegované chrom-molybden-vanadové oceli. Mezní parametry této konstrukce jsou pro tlak 17,6 MPa a teplotu 350 °C. Na obvodu je umístěno 8 hrdel (4 smyčky). Tlaková nádoba je jedním z parametrů určujících životnost elektrárny, proto je nutné zajistit co nejvyšší radiační odolnost. Vlivem neutronového záření dochází ke křehnutí tlakové nádoby. Pro zamezení těchto vlivů je vnitřní povrch vybaven austenitickým návarem tloušťky 7 mm (boční plášť).

Vnitřní část reaktoru je tvořena:

- Šachta AZ
- Boční plášť
- Blok ochranných trub

Distanční deska s podpěrami pro uložení palivových souborů je umístěna na děrovaném dně šachty AZ. Účelem děrovaného dna je usměrnění a rovnoměrné rozložení toku chladiva aktivní zónou. Blok ochranných trub je umístěn shora na aktivní zónu, slouží k udržení polohy palivových souborů a k přenosu měřených dat. Aktivní zóna reaktoru je 3530 mm vysoká s průměrem 3160 mm, je složena pomocí 163 palivových souborů a 61 regulačních tyčí (klastrů). Palivové soubory jsou uspořádány v hexagonální mřížce. Každý z palivových souborů je složen z 312 palivových proutků, 18 vodících trubek a 1 centrálního měřicího kanálu.[16][17]

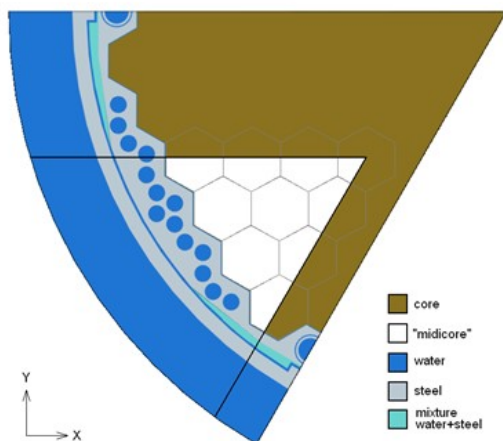
## 5.2 Benchmark Full-Core 1000

Benchmark Full-Core 1000 je 2D výpočetní testovací úloha pro geometrii studeného stavu jádra reaktoru VVER-1000 s ohledem na geometrii explicitního radiálního reflektoru. Po příznivém přijetí benchmarku Full-Core 440 komunitou AER (Atomic Energy Research) se rozhodlo o vytvoření podobné úlohy pro reaktor VVER-1000. Cílem benchmarku je otestovat distribuci energie mezi palivovými proutky v palivových souborech. Nejdůležitější oblastí jsou palivové soubory na okraji aktivní zóny. Vzhledem k tomu, že hodnota nevyrovnání výkonu  $F_{dH}$  není přímo měřena monitorovacím systémem aktivní zóny, návrh tohoto benchmarku pro reaktor VVER-1000 cílí na validaci difúzních makrokódů používaných v online monitorovacích systémech. Umožní i srovnání s benchmarkem pro reaktor VVER-440.

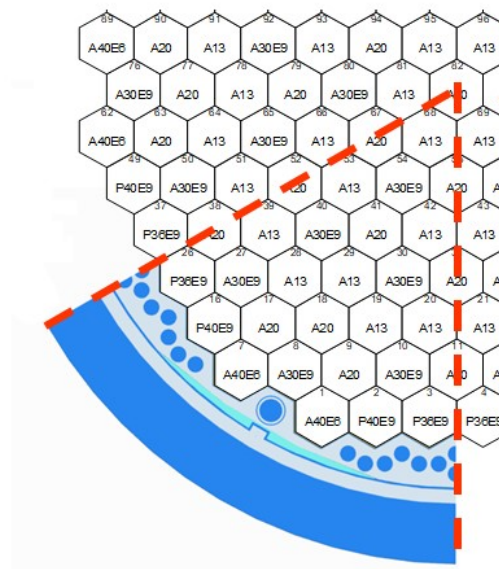
Úloha je změřena konkrétně na jadernou elektrárnu Temelín, kde je umístěn jaderný reaktor VVER-1000 V-320. Výpočet probíhá pro palivový cyklus U1C09, kdy je celá aktivní zóna složena z čerstvých palivových souborů TVSA-T od firmy TVEL. Podobné výpočty již byly realizovány v minulosti. Maximální relativní energie palivového proutku ( $F_{dH}$ ) byla pozorována v palivových souborech po obvodu aktivní zóny v palivových proutcích soustředěných k hraně směrem ke středu aktivní zóny. Hlavní otázkou benchmarku není jen určit polohu, kde se hodnota  $F_{dH}$  nachází. Další otázkou je poměrně velký rozdíl hodnoty  $F_{dH}$  v případě, kdy byla tato hodnota určena kódy pracujícími na proutkové diferenční difúzní metodě a nodální difúzní metodě s proutkovou

rekonstrukcí. Jak už zde bylo řečeno, hodnota  $F_{dH}$  není přímo měřena monitorovacím systémem aktivní zóny, proto vznikl požadavek na určení hodnoty  $F_{dH}$  pomocí nezávislé metody tak, abychom získali referenční řešení. Získané referenční řešení pomocí metody Monte Carlo (stochastické) bude následně použito pro deterministické výpočty v online monitorovacích systémech jaderných elektráren.

V roce 2010 vznikl MIDICORE benchmark ve spolupráci ŠKODA JS s ÚJV Řež, který jako první umožnil náhled do výpočetních rozdílů obou metod (proutkové diferenční difúzní metodě a nodální difúzní metodě s proutkovou rekonstrukcí). Při výpočtu bylo zjištěno, že zjednodušení geometrie způsobilo odlišné chování od reálného systému. Vzhledem ke složitosti zkoumaných jevů je benchmark Full-Core 1000 lepší pro provedení simulace. Na následujících příkladech je rozdíl Midi-Core vs Full-Core [19] [32]

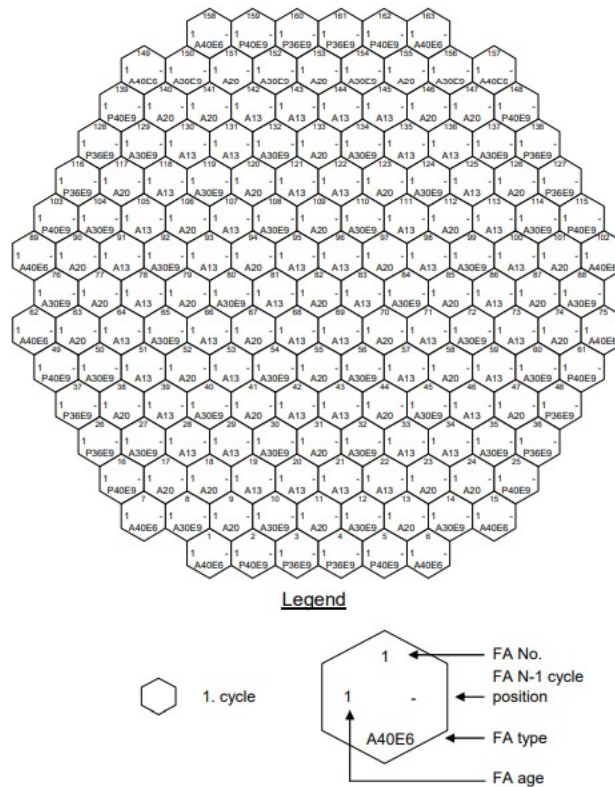


Obr. 5.2 - Midi-Core [32]



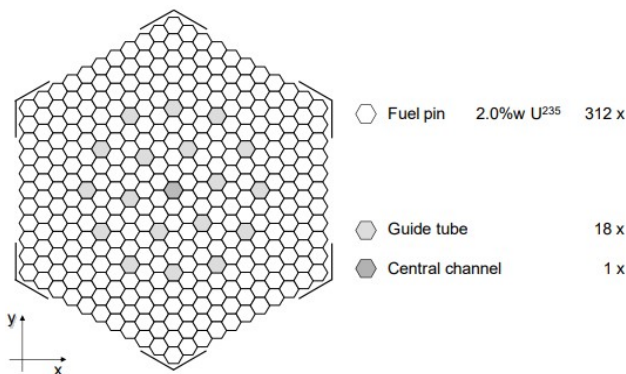
Obr. 5.3 - Full-Core [32]

Pro vytvoření úlohy Full-Core je nutné specifikovat geometrii vnější struktury jaderného reaktoru a geometrii složení aktivní zóny. Aktivní zóna se skládá ze 163 palivových souborů, kartogram pro model Full-Core je zobrazen na Obr. 5.4, složení téměř odpovídá palivovému cyklu U1C09 pro JETE. Pro výpočet je provedena změna ve středu aktivní zóny, kde je palivový soubor číslo 82 typu A30E9 nahrazen palivovým souborem A20. Složení aktivní zóny je v axiálním směru bráno jako nekonečně homogenní.

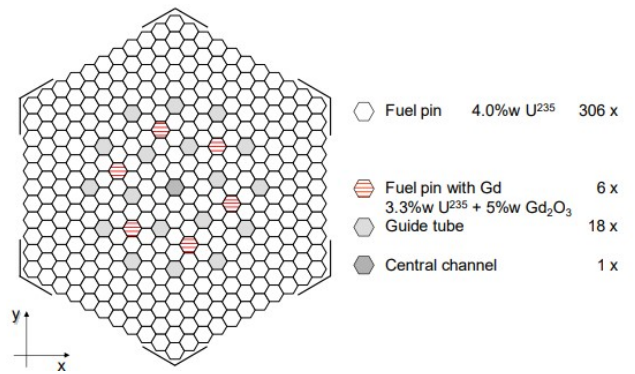


Obr. 5.4 - kartogram obsahuje 6 typů čerstvých PS [19]

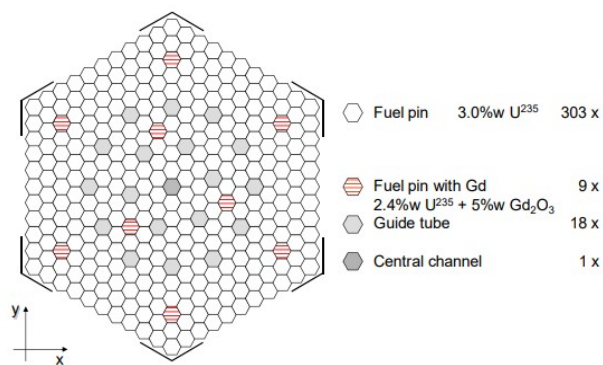
V aktivní zóně je šest typů palivových souborů. Palivové soubory se skládají z 312 palivových proutků, 18 vodících kanálů a 1 centrálního kanálu. Bližší popis jednotlivých částí je v kapitole 5.3. Pro výpočet jsou vodící kanály a centrální kanál vyplněny chladivem v každém palivovém souboru. AZ se skládá z následujících typů palivových souborů:



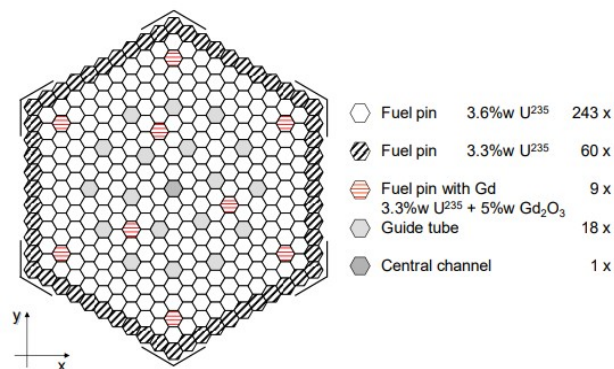
Obr. 5.6 - Palivový soubor A20. PS typu A13 je totožný ale s obohacením 1,3%w [19]



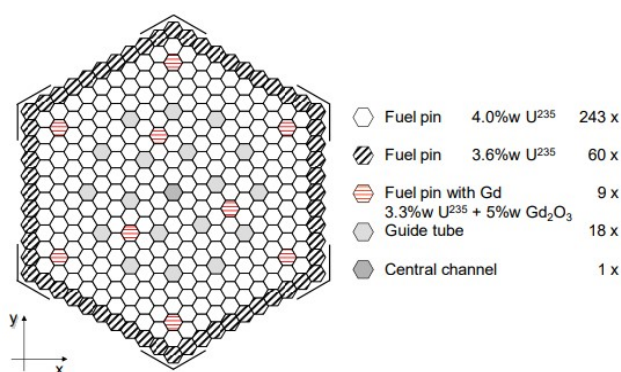
Obr. 5.7 – Palivový soubor A40E6 [19]



Obr. 5.8 – Palivový soubor A30E9 [19]



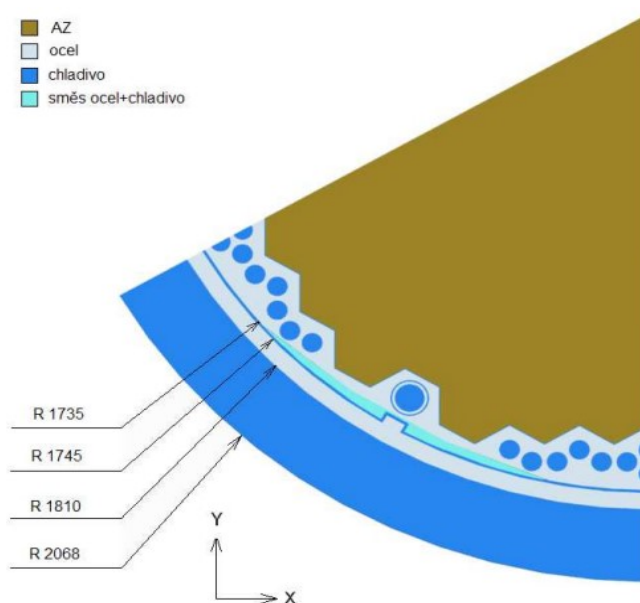
Obr. 5.9 – Palivový soubor P36E9 [19]



Obr. 5.10 – Palivový soubor P40E9 [19]

Rozměry modelu radiálního reflektoru vycházejí z dostupné dokumentace. Vnější okraj modelu představuje vnější okraj tlakové nádoby reaktoru s poloměrem 2068 mm. Prostor mezi okrajem modelu (tlaková nádoba) a šachtou reaktoru (core barrel) je vyplněn chladičem. Šachta reaktoru je vytvořena pomocí válcového těla s vnějším poloměrem 1810 mm a vnitřním poloměrem 1745 mm. Na vnitřním povrchu šachty reaktoru je přivařena obdélníková kolejnice o šířce 70 mm, kde vnitřní plocha kolejnice je ve vzdálenosti 1713 mm od středu aktivní zóny. Nejsložitější částí geometrie je koš aktivní zóny (Core basket), kde je vnitřní část tvořena plochami. Sousední plochy jsou vzájemně posunuty o  $120^\circ$ . Mezi vnitřním povrchem koše AZ a palivovými soubory v AZ je pro studený stav geometrie mezera o velikosti 3 mm, vyplněná chladičem. Koš AZ obsahuje dva typy děr. První typ má průměr 130 mm, střed tohoto otvoru je ve vzdálenosti 1620 mm od středu AZ na ose modelu. Uvnitř otvoru je symetricky umístěna trubka s vnějším průměrem 120 mm a tloušťce 10 mm. Druhý typ otvorů má průměr 70 mm. Středů těchto otvorů jsou umístěny ve vzdálenosti 75 mm a 150 mm od vnitřního okraje koše AZ. Vnější povrch

koše AZ lze modelovat jako povrch válce až na vodorovné drážky, které se nachází na vnějším povrchu koše AZ. Drážky lze nahradit vertikálním řezem na ose modelu, který je vyplněn směsí chladicí kapaliny a oceli. Pro definici benchmarku Full-Core je nutné určit okrajové podmínky modelu. Na vnějším válcovém povrchu modelu se používá okrajová podmínka vakuum. V axiálním směru se používá okrajová podmínka odrazu (reflection). Na následujícím obrázku je zobrazen horizontální řez části výše popsaného modelu.



Obr. 5.11 – Část geometrie úlohy Full-Core 1000 [19]

Při návrhu modelu musela být provedena určitá zjednodušení. Prvním zjednodušením je zanedbání montážních otvorů pro spojení jednotlivých částí koše AZ, tyto otvory se nacházejí na jeho vnějším povrchu. Jsou také zanedbány distanční mřížky. Dalším zjednodušením je uvažování struktury aktivní zóny jako nekonečně homogenní v axiálním směru. Nahrazení vodorovných drážek na vnějším povrchu koše AZ je také částečné zjednodušení. [19] [32]

Cíle benchmarku Full-Core 1000:

- 1) Určit hodnotu koeficientu násobení  $k_{eff}$
- 2) Poměrné rozložení výkonu ve všech 163 palivových souborech
- 3) Poměrné rozložení výkonu palivových proutků v 1/6 AZ. Určit hodnoty pro kazety 82, 88 a 157

Hlavním úkolem benchmarku je získat referenční řešení pro ověření rozložení výkonu mezi jednotlivými palivovými proutky získaného pomocí standartních makro kódů.



### 5.3 Jaderné palivo TVSA-T

V roce 2006 společnost TVEL zvítězila ve výběrovém řízení a byla podepsána smlouva na dodávku paliva pro UNITS 1 a 2 v jaderné elektrárně Temelín. Design TVSA-T byl upraven podle specifických požadavků pro použití v JETE, kde se mělo palivo TVSA-T kombinovat s původním palivem VVantage 6 od společnosti Westinghouse. K tomuto scénáři nakonec nedošlo a v roce 2010 (první blok) a 2011 (druhý blok) došlo ke kompletní výměně paliva VVantage 6 za palivo TVSA-T. Palivo TVSA-T je upravená verze ověřeného paliva TVSA pro reaktory VVER-1000. Úpravy paliva zvýšily provozní spolehlivost a mechanickou pevnost tak, aby byla zachována vysoká provozní pružnost. Palivové soubory jsou doplněny o úhelníky ze zirkoniové slitiny, které jsou umístěny na rohy šestiúhelníkové konstrukce souboru. Úhelníky jsou pevně spojeny s distančními mřížkami. Distanční mřížky zajišťují cirkulaci chladiva mezi proutky, čímž zlepšují odvod tepla z palivových proutků. Další úpravou je umístění filtru v koncové části palivového souboru. Konstrukce paliva umožňuje pracovat oběma blokům na 104% jmenovitého výkonu.

#### 5.3.1 Palivový soubor TVSA-T

Palivový soubor je hexagonální o výšce přibližně 4,5 m. Je složen z 312 palivových proutků, které obsahují 524 kg  $\text{UO}_2$ . Palivové proutky jsou rozmístěny v trojúhelníkové mřížce s krokem 12,75 mm. Palivový soubor je složen ze čtyř hlavních částí:

- 1) Svazek palivových proutků
- 2) tzv. Silový karkaz
- 3) Snímatelná horní hlavice
- 4) Dolní patice se zabudovaným debris filtrem

Palivové proutky jsou zasunuty v distančních mřížkách tak, aby byl umožněn pohyb palivového proutku způsobený radiačním růstem při vyhořívání. V dolní části jsou palivové proutky upevněny pomocí kleštinového spoje v opěrné desce dolního uzlu. Tato fixace zamezí pohybu palivových proutků způsobeného prouděním chladiva. V horní části jsou palivové proutky upevněny volně. Konstrukční provedení umožňuje výměnu palivových proutků v případě poškození nebo netěsností. Významnou inovací je silový karkaz. Jedná se o pevnou konstrukci palivového souboru, která zaručí vysokou tuhost i při provozním namáhání. Silový karkaz je složen z 8 distančních mřížek, 6 rohových úhelníků, 18 vodících kanálů pro regulační tyče (klastry) a 1 centrálního kanálu pro měření. Horní

hlavice je usazena na vodících kanálech. Hlavice je uzavřena snímatelnými zámky, které umožňují manipulaci při kontrole nebo výměně palivových proutků. Vodící kanály jsou vytvořeny ze zirkoniové slitiny (E-635) až na horní část, která je z oceli. Centrální kanál slouží pro měření. Uvnitř centrálního kanálu jsou neutronové detektory (DPZ), které slouží k měření rozložení výkonu. V palivových souborech se používá čtyř typů distančních mřížek, které jsou vytvořeny ze slitiny E-110. Ocelový debris filtr umístěný v dolním opěrném uzlu slouží k zamezení vniku cizích těles (debris) do palivového souboru. Konstrukce palivového souboru TVSA-T je na obrázku Obr. 5.12



Obr. 5.12 – Palivový soubor TVSA-T

### 5.3.2 Palivový proutek TVSA-T

Hlavní částí palivových proutků jsou tzv. palivové peletky. Palivové peletky jsou válečky z  $\text{UO}_2$  s průměrem 7,6 mm a centrálním otvorem o průměru 1,2 mm. Výška palivového sloupce je 3680 mm, na okrajích sloupce jsou tzv. axiální blankety dlouhé 150 mm. Axiální blankety jsou palivové peletky s nižším obohacením, které snižují axiální

úniky neutronů. Další částí palivových proutků je povlaková trubka (obal), horní a dolní zátka a pružinový fixátor. Vnitřní oblast palivového proutku je vyplněna heliem o tlaku 2 MPa, které zlepšuje tepelné vlastnosti palivových proutků během kampaně. Povlaková trubka je vytvořena ze slitiny E-110 o průměru 9,1 mm. Konstrukce palivového proutku je znázorněn na Obr. 5.13



Obr. 5.13 – Konstrukce palivového proutku [20]

Palivové soubory jsou složeny ze dvou typů palivových proutků Tvel a Tveg. Palivové proutky Tvel jsou tvořeny  $\text{UO}_2$  s různými hodnotami obohacení izotopem  $^{235}\text{U}$ . Obohacení izotopu  $^{235}\text{U}$  lze měnit podle konkrétních požadavků. Maximální hodnota obohacení je 5%w  $^{235}\text{U}$ . Druhým typem palivových proutků je Tveg. Tveg je palivový proutek stejné konstrukce jako Tvel, který je navíc vybaven vyhořívajícím absorbátorem v podobě izotopů prvku gadolinia. Vyhořívající absorbátor v podobě  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  je silný absorbátor neutronů. Palivové peletky jsou vytvořeny z kompozice  $\text{UO}_2 + \text{Gd}_2\text{O}_3$ . Cílem palivových proutků Tveg je snížení reaktivity čerstvého paliva.[20]

## 5.4 Přehled funkcí kódu KENO-VI

V této kapitole se budu zabývat možnostmi při vytváření modelu reaktoru VVER-1000 s využitím kódu KENO-VI. V dílčích podkapitolách jsou popsány možnosti datových bloků, které umožňují přesnou tvorbu specifických problémů. KENO-VI umožňuje řešení specifických uživatelských problémů, ale příslušné knihovny jaderných dat používané v balíčku SCALE obsahují průřezy nezávislé na řešeném problému. Zpracování vstupních dat může provést před zadáním uživatel tak, aby byly závislé na řešeném problému. Tento způsob může být zdrojem chyb. Cílem SCALE je zjednodušit potřebné znalosti a námahu k přípravě směsí použitých materiálů a k provedení odpovídajícího zpracování průřezů závislých na řešeném problému. KENO lze spustit samostatně, nebo může být součástí sekvence, která provede zpracování vstupních dat. V případě kódu KENO-VI se jedná o sekvenci CSAS6. CSAS6 vytvoří mikroskopickou pracovní knihovnu a tabulku

vytvořených směsí (mixing table), které předá KENO-VI. Možností sekvence CSAS6 jsem využil u svého modelu. Hlavním důvodem pro použití CSAS6 je minimalizace lidské chyby, která může ovlivnit věrohodnost výsledků. Data jsou zadávána pomocí grafického rozhraní Fulcrum, kde se využívá tzv. klíčová slova.

#### 5.4.1 Základní informace

Prvním krokem při vytváření modelu je uvedení základních informací, které chceme využít při realizaci a řešení modelu. Zde se určí kód nebo sekvence, která se použije pro řešení. Následuje uživatelský popis problému. Uživatel může také zvolit modul, který provede zpracování účinných průřezů. Posledním krokem v této části je výběr knihovny jaderných dat. Zápis může vypadat následovně:

```
=CSAS6 PARM=(CENTRM)  
VVER-1000  
V7-238
```

kde CSAS6 je vybraná sekvence

VVER-1000 je uživatelský popis problému

V7-238 je vybraná knihovna jaderných dat

CENTRM je vybraný modul pro zpracování průřezů

Uživatel má možnost kontroly vstupních dat bez provedení zpracování průřezů pomocí příkazu PARM = CHK. Tento příkaz spustí kontrolu vstupních dat pro CSAS6 a vypíše příslušné chyby. Tato funkce umožňuje ověřovat vstupní data bez dlouhé doby řešení.

#### 5.4.2 Údaje o složení

V tomto bloku je definováno složení směsí použitých v modelu. Blok definice složení směsí začíná pomocí klíčového slova READ COMPOSITION. Následuje definice směsí pomocí knihovny standardních složení, která obsahuje jednotlivé nuklidy, prvky s přirozeným výskytem, sloučeniny, slitiny a směsi objevující se v inženýrské praxi. Uživatelé také mohou definovat vlastní materiály jako kombinaci atomových nebo hmotnostních procent. Lze zadat čtyři základní složení směsí základní směs, štěpný roztok, chemická sloučenina a slitina. SCALE také umožňuje zadat izotopové složení materiálu. Pro každou z variant jsou požadována charakteristická data, která jsou blíže popsána v manuálu SCALE. V některých případech lze specifikovat směs více možnostmi. Po

definování všech směsí se blok ukončí pomocí klíčového slova END COMPOSITION. XCSPROC následně vypočítá makroskopické průřezy definovaných směsí. Příklad zadání složení směsí vypadá následovně:

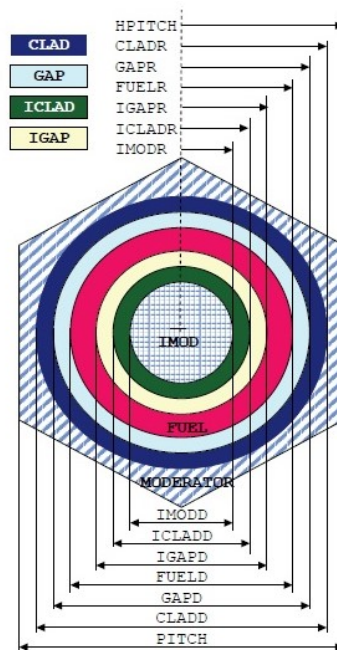
```
READ COMPOSITION
'chladio
ATOMH3BO3 2 0.661801 3 5000 1 1001 3 8016 3 0.0065 600.0 END
H2O 2 DEN=0.661801 0.9942 600.0 END
END COMPOSITION
```

Tento příklad ukazuje definici chladiva, které je označeno jako směs 2. První částí směsi je kyselina boritá, ta je definována pomocí ATOM (chemická sloučenina). Následuje zadání charakteristických vlastností. Další částí je lehká (obyčejná) voda, ta je definována pomocí základní směsi. Při formulaci směsi je často nutné znát hustotu směsi [ $\text{g/cm}^3$ ], hmotnostní část různých materiálů a teplotu materiálu.

### 5.4.3 UNIT CELLS data

Použití bloku UNIT CELLS je nutné jen při výběru multigrupové knihovny účinných průřezů. Jsou-li použita data s kontinuální energií, nejsou UNIT CELLS data nutná. Tento blok provádí přípravu dat pro vytvoření knihoven účinných průřezů závislých na řešeném problému, což je zvláště důležité pro heterogenní systémy, velké pravidelné mřížky, palivové proutky nebo koule. Proces definování materiálů pro UNIT CELL se provádí pomocí čtyř typů buněk NFHOMMEDIUM, LATTICECELL, MULTIREGION a DOUBLEHET. Geometrie těchto buněk je předem definována, uživatel může určit rozměry a určit směsi v jednotlivých regionech. Každá z vytvořených směsí může být použita jen v jedné oblasti. Popis buněk poskytuje informace k provedení korekce rezonančního samostínění a Dancoff korekcí, které slouží pro zpracování účinných průřezů a vytvoření knihoven závislých na problému. Typickým příkladem buňky je palivový proutek. Následující příklad ukazuje možnost LATTICECELL ATRIANGPITCH (Obr. 5.14) pro definici palivového proutku paliva TVSA-T:

```
READ CELLDATA
'TVEL 1,3
LATTICECELL ATRIANGPITCH PITCH=1.275 2 FUELD=0.76 3
GAPD=0.773 0 CLADD=0.91 11 IMODD=0.12 0 END
END CELLDATA
```



Obr. 5.14 - Uspořádání materiálů v unit cell ATRIANGPITCH [13]

#### 5.4.4 Parametry

Blok parametrů umožňuje úpravu parametrů, které je třeba změnit z výchozí hodnoty. Uživatel zde může měnit vstupní hodnoty jak pro výpočet, tak i druh výstupních informací, které požaduje. Tento blok umožňuje přizpůsobit parametry řešení tak, aby se dosáhlo požadované přesnosti s co nejlepší dobou řešení. Následující příklad ukazuje nejčastěji měněné parametry:

```

READ PARAMETER
GEN=10000
NPG=254280
NSK=100
END PARAMETER

```

kde GEN určuje počet generací, které budou řešeny

NPG je počet neutronů na jednu generaci

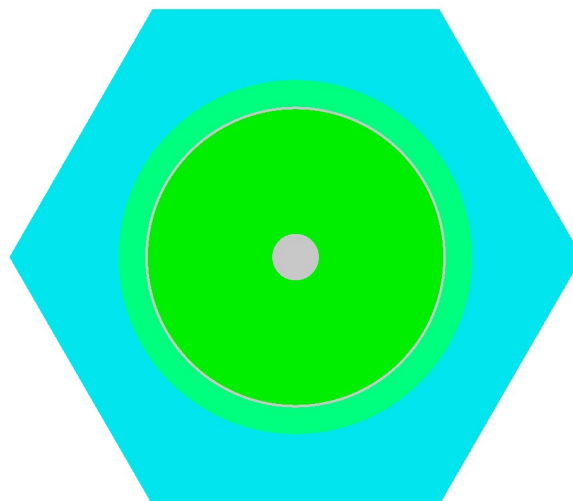
NSK je počet počátečních generací, které jsou vynechány při zpracovávání výsledků

#### 5.4.5 Geometrické údaje

Geometrie řešených systémů se skládá ze sérií popisů UNIT, z nichž jeden tvoří GLOBAL UNIT. Unit je základní stavební kámen geometrie systému v KENO. Často odpovídá základnímu fyzickému objektu, kterým je například palivový proutek. Unit se může skládat z více regionů, které jsou vytvořeny pomocí základních tvarů (Obr. 3.1).

Každý tvar má soubor informací pro popis jeho velikosti a umístění. KENO-VI umožňuje měnit vlastnosti definovaných tvarů pomocí nástrojů CHORD, ORIGIN, CENTER a ROTATE, které zlepšují popis geometrie systému. Každému z regionů může být přiřazen příslušný materiál. Každá unit má svůj lokální souřadnicový systém. Unity jsou následně sestaveny tak, aby vytvořily globální geometrii problému pro KENO. Globální geometrii lze vytvořit umístěním UNIT do ARRAY (polí) nebo mřížů, které se mohou umístit v UNIT pomocí specifikace ARRAY. KENO-VI nabízí možnost umístit UNIT přímo do jiné UNIT pomocí příkazu HOLE. Tuto možnost jsem při tvorbě modelu nevyužil. Použití HOLE prodlužuje dobu výpočtu. Následující příklad ukazuje popis geometrie palivového proutku:

```
UNIT 1
COM="Palivovy proutek TVEL 1,3%w"
CYLINDER 1 0.06 1.0 0.0
CYLINDER 2 0.38 1.0 0.0
CYLINDER 3 0.3865 1.0 0.0
CYLINDER 4 0.455 1.0 0.0
RHEXPRISM 5 0.6375 1.0 0.0
MEDIA 0 1 1
MEDIA 3 1 2 -1
MEDIA 0 1 3 -2
MEDIA 11 1 4 -3
MEDIA 2 1 5 -4
BOUNDARY 5
```



Obr. 5.15 - Palivový proutek TVEL 1,3%w

#### 5.4.6 ARRAY data

Datový blok ARRAY se používá k definování velikosti ARRAY a k určení umístění UNITů v trojrozměrných mřížkách popisujících ARRAY. UNITY jsou definované v geometrických datech. Blok ARRAY umožňuje umístit pole nebo mříž do libovolné UNIT, tato možnost je definována v bloku geometrických dat. KENO-VI nabízí pět různých typů ARRAY:

- Čtvercový nebo pravoúhlý
- Šestihranný nebo trojúhelníkový
- Standartní šestihran
- Otočený šestiúhelník

- Dodecahedron

Definici ARRAY lze rozdělit do dvou částí, nejprve se definují parametry a následně se určí rozmístění UNITů v poli. Existují dvě možnosti definování pozice UNIT v ARRAY, možnost LOOP a FILL. ARRAY lze použít například pro definici palivového souboru, ta může vypadat následovně:

```

READ ARRAY
ARA=1 NUX=23 NUY=23 NUZ=1 TYP=RHEXAGONAL
FILL
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 1 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4
4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 3 1 1 1 3 1 1 3 1 1 3 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 3 1 1 3 1 1 2 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4
4 1 1 1 1 1 3 1 1 1 1 3 1 1 1 3 1 1 1 1 1 1 4
4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4
4 4 4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 1 1 1 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 1 1 1 4 4 4 4 4 4 4 4 4
4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4 4
END FILL
END ARRAY

```

#### 5.4.7 Albedo data

Okrajové podmínky albedo jsou přiřazovány příslušné ploše, která je nejvzdálenější hranicí od středu. Pokud uživatel nepřihadí této hranici žádnou okrajovou podmínku, je nastavena výchozí okrajová podmínka vakuum. Hranicí může být jakýkoliv tvar používaný v KENO-VI. Okrajové podmínky lze přiřadit každé ploše GLOBAL UNIT. V současné verzi jsou podporovány čtyři okrajové podmínky:

- Reflexní (reflective) Pro reflektivní okrajovou podmínku platí, že vstupní tok je roven výstupnímu toku ve směru odpovídajícím zrcadlovému odrazu.



To znamená vrácení stejného počtu neutronů do systému ale vstupujícím do systému v zrcadlovém úhlu k počátečnímu směru úniku ze systému.

- Bílá (white) Při nastavení bílé podmínky na hranici je příchozí tok nastaven na jednu hodnotu, která je zvolena tak, aby tok přes hranici byl nula. Podmínka představuje izotropní návrat na hranici.
- Vacuum Přiřazením podmínky vakuum dojde k průchodu toku neutronů skrz hranici. To znamená, že každý neutron, který projde přes hranici trvale opouští systém.
- Periodická (periodic) Periodická podmínka zajistí jak vrácení stejného množství neutronů, tak stejný úhel, kterým neutrony opustili systém ale na opačné hranici. Použití periodické podmínky je nutné použít na obě protilehlé hranice.[13]

Syntaxe pro zadání vypadá následovně:

```
READ BOUNDS fC1=a1 [fC2=a2... [fCN=aN ]...] END BOUNDS
```

kde  $f_{C1} \dots f_{CN}$  jsou kódy ploch jednotlivých tvarů KENO-VI blíže specifikované v manuálu SCALE.

$a_1 \dots a_N$  jsou typy okrajových podmínek definovaných výše

#### 5.4.8 Údaje o hranici energetické skupiny

V tomto bloku lze určit horní hranici energetické skupiny v eV. Určení hranice pro definování skupin, do kterých budou zaznamenávány spoje v režimech kontinuální energie. Pro  $N$  skupin se zadává  $N+1$  položek. Poslední záznam je dolní hranice energie pro poslední skupinu. Tento blok je v KENO datech volitelný. Pokud není definovaný blok READ ENERGY nebo parametr NGP, je použita výchozí struktura skupin SCALE 238, kdy NGP=238. Příklad syntaxe může vypadat následovně:

```
READ ENERGY
2e7 1e5 1 1e-5
END ENERGY
```

Tento příkaz vytvoří tři energetické skupiny. Skupina 1 (2e7 eV až 1e5 eV), skupina 2 (1e5 eV až 1 eV), skupina 3 (1 eV až 1e-5 eV) a nastavení parametru NGP=3.

#### 5.4.9 Start data

Datový blok start data slouží k řízení počátečního rozložení neutronů a poskytuje speciální možnosti určení počátečního rozložení neutronů. Blok start data umožňuje

spuštění neutronů ve specifických částech geometrie. Výchozí počáteční rozložení pro ARRAY je přes celkovou plochu pole pouze v štěpném materiálu. Výchozí rozložení pro UNIT je přes celkovou plochu celého systému pouze ve štěpném materiálu. Syntaxe datového bloku start vypadá následovně:

```
READ START p1 ...pN END START
```

kde *p1* ...*pN* jsou parametry pro definici počátečního rozložení dostupné v manuálu SCALE.

#### 5.4.10 Plot data

Datový blok plot umožňuje zobrazení specifických řezů geometrií, které mohou být zobrazeny dvěma způsoby. Prvním způsobem je zobrazení pomocí alfanumerických znaků, které představují čísla směsí, čísla UNIT nebo bias identifikátory. Druhým způsobem jsou barevné grafy, které jsou generovány jako soubor PNG, kde jednotlivé barvy reprezentují čísla směsí, čísla UNIT nebo bias identifikátory. K určení způsobu zobrazení slouží klíčové slovo SCR. SCR = YES určí tisk barevného grafu, výchozí hodnota. Pokud SCR = NO tisk řezu pomocí znakového grafu. Lze také vybrat z grafů X-Y, X-Z a Y-Z. Druh grafu je definován parametrem PIC =, možnosti jsou blíže definovány v manuálu SCALE. Tento blok není vyžadován k řešení, ale slouží k ověření vytvořené geometrie před provedením výpočtu. Vykreslování lze potlačit parametrem PLT = NO. Syntaxe datového bloku plot vypadá následovně:

```
READ PLOT p1 ... pN END PLOT
```

kde *p1* ... *pN* jsou parametry grafu zadány pomocí klíčových slov následovanými příslušnými údaji.

#### 5.4.11 Geometrie mřížky

Tento datový blok se používá pro zadání potřebných dat pro definici kartézské mřížky pro účely sčítání. Uživatel musí nastavit parametry mřížky tak, aby vytvořená geometrie byla celá pokryta touto mřížkou. Uživatel může vytvořit více mřížek pro jednu geometrii. Obecná syntaxe mřížky vypadá následovně:

```
READ GRID N p1 ... pL END GRID
```

kde *N* je identifikátor sítě mřížky, musí být vždy zadán

*p1* ... *pL* jsou parametry skládající se z klíčových slov následovaných příslušnými parametry. Klíčová slova jsou blíže popsána v manuálu.

#### 5.4.12 Reakční data

Blok reakčních dat se používá pro specifikaci typu záznamů, jako je například reakční rychlost, tok a páry reakce / nuklid v libovolné směsi použité v řešeném problému. Reakční data lze použít pouze v režimu kontinuální energie, kde poskytuje možnost specifikovat reakční rychlosti, toky neutronů a reakčních průřezů. Pro multigrupové výpočty v KENO-VI lze použít Kmart6. Blok dat se skládá z REACTION FILTERS, TALLY TYPE, ENERGY GROUP BOUNDARIES A OUTPUT EDITS. Výpočty lze provádět pro více reakcí specifikovaných reakčním filtrem. Syntaxe je specifikována následovně:

```
READ REACTION REACTION FILTERS [TALLY TYPE] [ENERGY GROUP
BOUNDARIES] [OUTPUT EDITS] END REACTION
```

kde *REACTION FILTERS* je definice reakční mapy. Reakční filtr musí být zadán v následujícím pořadí: Data směsí (MIX nebo MIXLIST) následována vybranými nuklidy (NUC nebo NUCLIST) a nakonec identifikátory vybrané reakce (MT nebo MTLIST).

*[TALLY TYPE]* je logický parametr používaný pro výběr veličin (např. tok směsí), které jsou pro daný problém sčítány. Zadán jen jednou pro všechny filtry.

*[ENERGY GROUP BOUNDARIES]* definuje strukturu energetické skupiny.

*[OUTPUT EDITS]* jedná se o soubor logických parametrů pro tisk reakčních tabulek v samostatných souborech.

#### 5.4.13 Objemová data

SCALE nabízí zadat objem jednotlivých regionů v geometrickém datovém bloku (pomocí VOL =). Pokud tyto údaje nejsou k dispozici, je možné objemy dopočítat pomocí tohoto datového bloku. Objemy jsou potřebné například pro výpočty hustot štěpení a toků. Parametry potřebné pro výpočet objemu zahrnují typ výpočtu a potřebné údaje pro zvolený výpočet. KENO-VI výpočet objemu neprovádí, pokud není uživatelem zadán tento blok. Vypočtené objemy se určují jak pro vytvořené regiony, tak i pro sítě definované mřížkou. Pro určení objemu lze použít tři metody.

- NONE neprovádí výpočet objemu, objemy jsou nastaveny na -1,0.
- TRACE provede lichoběžníkovou integraci.

- RANDOM provede integraci Monte Carlo.

Syntaxe datového bloku vypadá následovně:

```
READ VOLUME p1 ... pN END VOLUME
```

kde  $p1 \dots pN$  jsou klíčová slova určující typ výpočtu a požadované parametry pro výpočet.

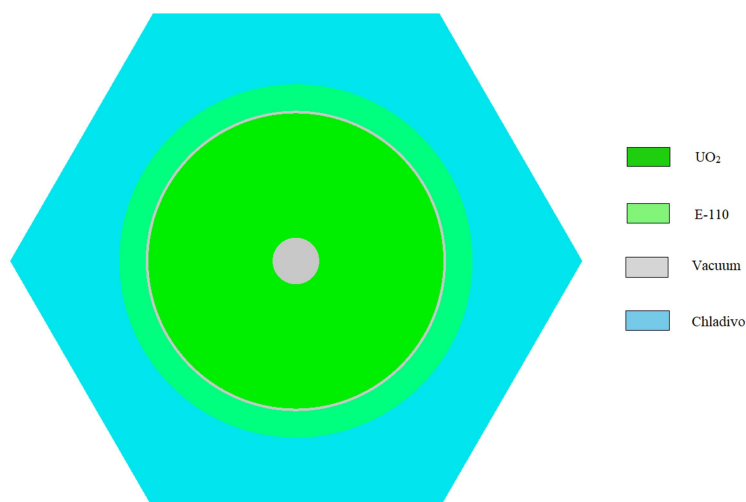
## 5.5 Model benchamrku Full-Core 1000 s využitím KENO-VI

V této podkapitole se budu zabývat tvorbou geometrie modelu reaktoru VVER-1000 pomocí kódu KENO-VI a grafického rozhraní Fulcrum určeného pro balíček kódů SCALE. Mým cílem bylo využít široké možnosti kódu KENO-VI k vytvoření co nejpřesnějšího modelu tak, aby se nejvíce blížil modelu, specifikovanému v úloze Full-Core 1000. Důležitou částí při vytváření modelu jsou co nejpřesnější specifikace materiálů. Tyto informace jsem čerpal s benchmarku Full-Core 1000, specifikace materiálu jsou uvedeny v příloze Tabulky A.2, A.3, A.4 a A.5. Další stěžejní částí při tvorbě modelu jsou co nejpřesnější údaje o geometrii řešeného systému. Informace potřebné pro tvorbu geometrie modelu jsem čerpal s benchmarku Full-Core 1000 a dostupné dokumentace. Popis jednotlivých částí geometrie je uveden v kapitole 5.1, 5.2, 5.3 a v příloze Obr. A.1. a Tabulka A.1.

Vytvoření geometrie bylo jednou z nejobtížnějších částí při tvorbě výpočetního modelu. Model se skládá z jednotlivých segmentů reaktoru VVER-1000. Tyto segmenty představují modely jednotlivých komponentů reaktoru, například palivový proutek, palivový soubor nebo koš AZ. K vytváření jednotlivých segmentů se využívá dostupné geometrie v KENO-VI. Následným sestavováním vytvořených částí do polí s definovaným tvarem lze vytvořit celkový model. KENO-VI umožňuje konstrukci trojúhelníkové mřížky, ta je použita při konstrukci palivových souborů TVSA-T.

Základními segmenty modelu AZ jsou palivové proutky, vodící trubky a centrální kanál. Konstrukce vodících trubek a centrálního kanálu je uvedena v kapitole 5.2. Jednotlivé druhy palivových proutků mají stejnou konstrukci, liší se pouze různým izotopovým složením palivových peletek. Model palivového proutku jsou vytvořeny pomocí několika válců a šestiúhelníku vyplněného moderátorem, který představuje volný prostor jednoho palivového proutku v mřížce palivového souboru. Palivové peletky jsou vytvořeny pomocí válce o průměru 0,76 cm s centrálním otvorem, který reprezentuje válec o průměru 0,12 cm. Další konstrukční částí je model volného prostoru mezi palivovou

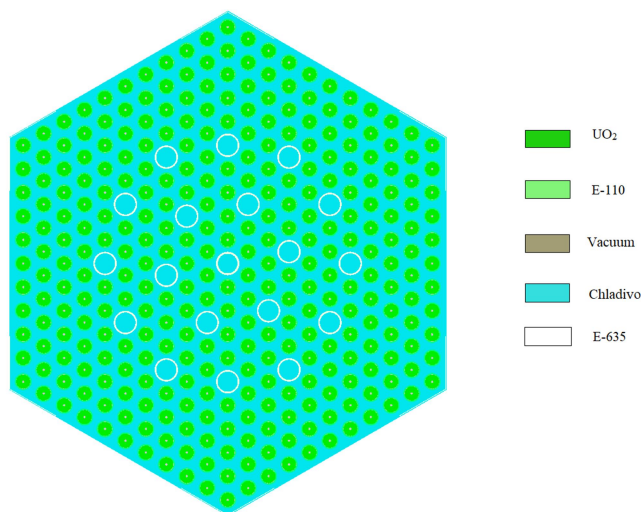
peletkou a ochranným obalem. Tato část je vytvořena pomocí válce o průměru 0,773 cm. Poslední částí je ochranný obal vytvořený válcem o průměru 0,91 cm. Posledním krokem je přiřazení materiálů vytvořeným oblastem Obr. 5.16.



Obr. 5.16 – Model palivového proutku

Pro lepší modelování palivových souborů bylo nutné upravit vnější průměr centrálního kanálu z hodnoty 1,3 cm na 1,26 cm. Touto úpravou bylo možné vytvořit pole palivového souboru se shodnou roztečí. Další úpravou je změna materiálu volných oblastí z He na vakuum. Tyto úpravy lze považovat za určité zjednodušení, které nebude mít významný vliv na získané výsledky.

Dalším krokem bylo vytvoření modelů palivových souborů. Konstrukce palivového souboru je modelována pomocí tří hlavních částí. První část tvoří pole šestiúhelníkové konstrukce, kde je rozmístěno 312 palivových proutků, 18 vodících trubek a 1 centrální kanál. Rozmístění palivových proutků je vytvořeno podle typu palivového souboru Obr. 5.6, Obr. 5.7, Obr. 5.8, Obr. 5.9, Obr. 5.10. Rozteč šestiúhelníků v poli je 1,275 cm. Druhou část tvoří šestiúhelník o průměru 23,6 cm reprezentující prostor palivového souboru v AZ. Třetí částí konstrukce modelu palivového souboru tvoří šest úhelníků. Úhelníky jsou vytvořeny pomocí dvou šestiúhelníků a tří párů rovin. Každá z dvojic rovin je vzájemně posunuta o 60°. Prostor vymezený touto geometrií je vyplněn slitinou E-635. Tloušťka úhelníků je 0,065 cm a délka ramene je 2,5 cm. Výsledný model je na Obr. 5.18.

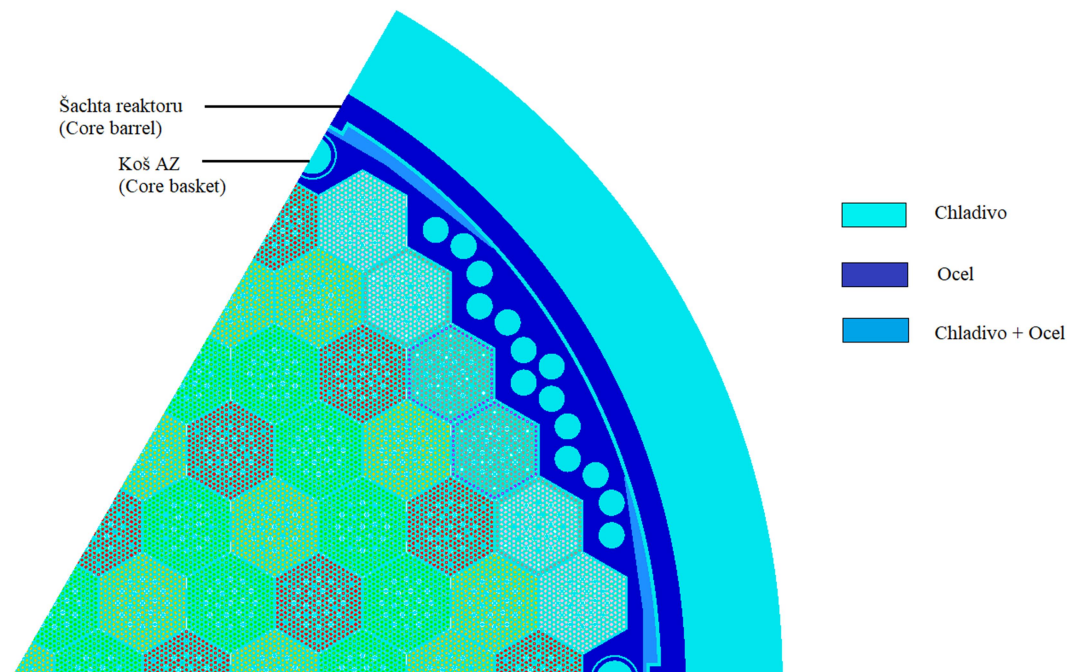


Obr. 5.18 – Model palivového souboru A20

Pro dokončení výpočetního modelu bylo nutné vytvořit model radiálního reflektoru, který je blíže popsán v kapitole 5.2. Vnější okraj modelu tvoří válec o průměru 413,6 cm. Model radiálního reflektoru dále tvoří šachta reaktoru (Reactor barrel) a koš AZ (Core basket). Šachta reaktoru je modelována prostřednictvím dvou válců o průměru 362 cm a 349 cm. Jedinou komplikací jsou kolejnice, které jsou umístěny na vnitřním povrchu nádoby reaktoru. Kolejnice jsou modelovány pomocí dvou rovin a šestiúhelníku tvořícího koš AZ. Kolejnice jsou umístěny na ose modelu a jsou vzájemně posunuty o  $60^\circ$ . Prostor mezi hranicí modelu a reaktorovou nádobou je vyplněn chladivem. Nejkomplikovanější částí modelu je koš AZ. Vnější okraj koše AZ je modelován pomocí válce o průměru 347 cm. Struktura koše AZ je součástí šestiúhelníkového pole, které tvoří aktivní zónu. Koš AZ je sestaven pomocí šestiúhelníků z oceli o průměru 23,6 cm, kde jsou vytvořeny součásti koše AZ (chladicí otvory). Nejsložitější bylo modelování zářezu na vnějším povrchu koše vyplněného směsí chladiva a oceli, který reprezentoval vodorovné drážky na povrchu koše AZ. Pro vytvoření roviny bylo potřeba využít pokročilé geometrie KENO-VI. Vytvořit rovnice popisující rovinu reprezentující požadovaný zářez. Model koše AZ také respektuje 3 mm mezeru mezi okrajem koše AZ a palivovými soubory na okraji AZ. Mezera je vytvořena pomocí rovin ve vzdálenosti 3 mm od okrajů šestiúhelníků. Na okraji šestiúhelníku vznikne oblast, která je vyplněna chladivem. Mezera mezi vnějším okrajem koše AZ a šachtou reaktoru je vyplněna chladivem.

Finální výpočetní model tvoří AZ sestavená pomocí pole, kde jsou rozmístěny palivové soubory podle kartogramu na Obr. 5.4 a modelu radiálního reflektoru. Model reaktoru VVER-1000 je rotačně symetrický v  $60^\circ$ . Tento fakt umožnil vytvořit model pouze  $60^\circ$  výseče geometrie reaktoru. Použitím jen  $60^\circ$  výseče se výrazně zjednodušila

tvorba geometrie a sníží se časová náročnost výpočtu. Při správné definici okrajových podmínek je chování výseče shodné s chováním kompletního modelu. Pro výpočet jsem zvolil výseč  $0^\circ$  až  $60^\circ$  (Obr. 5.19). Jedním z cílů benchmarku je určení výkonů palivových proutků v kazetách 82, 88 a 157. Tyto kazety se nacházejí ve vybrané kruhové výseči.



Obr. 5.19 – Výpočetní 2D model úlohy Full-Core 1000

Pro dokončení geometrie modelu bylo nutné definovat okrajové podmínky. Okrajové podmínky přístupné v KENO-VI jsou blíže specifikovány v kapitole 5.4.7. V axiálním směru je hranicím přiřazena okrajová podmínka Reflection. Plochám, které vymezují  $60^\circ$  kruhovou výseč je přiřazena okrajová podmínka Reflection. Přiřazením okrajové podmínky Reflection zajistím návrat dopadajících částic zpět do systému. Vnějšímu okraji kruhové výseče je přiřazena okrajová podmínka Vacuum. V případě interakce s touto plochou částice opouští systém.

## 6 Simulace úlohy Full-Core 1000

### 6.1 Určení výkonu jaderného reaktoru

V následujících podkapitolách bych rád vysvětlil energii získanou ze štěpení a princip určení výkonu jaderného reaktoru.

### 6.1.1 Energie uvolněné při štěpení těžkých jader

Štěpná řetězová reakce je popsána v kapitole 1.3. V této kapitole bych se více zaměřil na energii uvolněnou při štěpení těžkých jader. Obecně je při štěpení uvolněno obrovské množství energie. Množství uvolněné energie je silně závislé na cílovém jádru, které má být rozštěpeno. Druhým citelným faktorem ovlivňujícím množství uvolněné energie je kinetická energie neutronu dopadajícího na cílové jádro. Pro určení výkonu reaktoru je nutné přesně určit jednotlivé složky uvolněné energie. Základním rozdělením je rozlišit celkovou energii a energii, kterou lze odebrat v reaktoru. Celkovou energii uvolněnou při štěpení lze určit z vazebné energie cílových jader a štěpných produktů. Hmotnost jádra je vždy menší než součet hmotností nukleonů

$$M_j = Z * m_p + (A - Z) * m_n - \Delta m \quad (13)$$

kde

$M_j$  je hmotnost jádra

$Z$  je protonové číslo

$m_p$  je hmotnost protonů

$A$  je nukleonové číslo

$M_n$  je hmotnost neutronů

$\Delta m$  je hmotnostní úbytek

Z následujících faktů lze odvodit velikost vazebné energie jádra pomocí následující rovnice:

$$E = \Delta m * c^2 \quad (14)$$

kde

$E$  je vazebná energie

$\Delta m$  je hmotnostní úbytek

$c$  je rychlost světla ve vakuu

Ne všechna uvolněná energie může být využita v jaderném reaktoru. Pro příklad vezmeme izotop  $^{235}\text{U}$ . Celková energie vzniklá při štěpení tohoto izotopu je přibližně 210 MeV. Při štěpení se uvolňuje přibližně 10 MeV ve formě neutrin. Neutrino je slabě interagující částice, nepřispívá tedy k energii, kterou lze získat v reaktoru. Celková energie



získaná při štěpení izotopu  $^{235}\text{U}$  je tedy 200 MeV. Tato energie se uvolní v několika formách kinetické energie štěpných produktů, část energie získají neutrony vzniklé při štěpení, emitované elektrony a gama záření. Pro určení výkonu je nutné znát všechny složky energie získané štěpením jednotlivých izotopů.

### 6.1.2 Tepelný výkon jaderného reaktoru

Jaderné reaktory produkují obrovské množství tepla (energie) v malém objemu. V každém jaderném reaktoru existuje přímá spojitost mezi tokem neutronů a tepelným výkonem reaktoru. Hustota toku neutronů je obecně dána řešením transportní rovnice pro neutrony s ohledem na zadané okrajové podmínky nebo aplikací Monte Carlo výpočtů. Termín tepelný výkon představuje rychlost, při které je teplo vytvářeno v jaderném reaktoru v důsledku štěpení v palivu. Tuto závislost lze vyjádřit pomocí rychlosti štěpné reakce (RR) na jednotku objemu. Určení rychlostí reakcí v jaderném reaktoru je závislé na několika faktorech. Pro příklad budeme uvažovat makroskopické průřezy nezávislé na poloze. Ze znalosti toku neutronů a makroskopických průřezů lze vypočítat rychlost reakcí.

$$RR = \Phi * \Sigma = \Phi * N * \sigma \text{ nebo } RR = \int_0^{\infty} \Sigma(E) * \Phi(E) dE \quad (15)$$

kde

RR je rychlost reakce (Reaction rate)

$\Phi$  je tok neutronů [neutrony  $\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ ]

$\sigma$  je mikroskopický účinný průřez [ $\text{cm}^2$ ]

N je atomová hustota [atomy  $\text{cm}^{-3}$ ]

$\Sigma$  je makroskopický účinný průřez [ $\text{m}^{-1}$ ]

Rychlost reakce tedy představuje počet interakcí probíhajících v jednotce objemu [ $\text{cm}^3$ ] za jednotku času. Rychlost reakce pro různé druhy interakcí se určí pomocí příslušných účinných průřezů. Vynásobením rychlosti štěpné reakce vztažené na jednotku objemu s celkovým objemem systému určíme celkový počet reakcí v materiálech AZ za jednotku času. S předchozí kapitoly 6.1.1 víme, že průměrná využitelná energie z jednoho štěpení izotopu  $^{235}\text{U}$  je přibližně 200 MeV. Nyní můžeme určit výkon jaderného reaktoru:

$$P_R = RR * E_s * V = \emptyset * \Sigma_s * E_s * V = \emptyset * N_{U^{235}} * \sigma_s^{235} * E_s * V \quad (16)$$

kde

$P_R$  je výkon reaktoru [ $\text{MeVs}^{-1}$ ]

$V$  je celkový objem [ $\text{cm}^3$ ]

$E_s$  je průměrná využitelná energie ze štěpení [ $\text{MeV}/\text{štěpení}$ ]

K určení konečného výkonu jaderného reaktoru je nutné počítat se všemi aktinidy schopnými štěpení ( $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  a další). Existuje také značné množství energie vyrobené mimo jaderné palivo. Citelnou část této energie tvoří kinetická energie rychlých neutronů, která je z velké části generována v moderátoru. Pro lehkovodní reaktory je až 2,5% celkové energie generováno v moderátoru. Další složkou je teplo vznikající v reflektoru. Reflektor plní funkci “štítu“, který brání úniku neutronů a zároveň absorbuje gama záření. Součástí těchto dějů je uvolnění energie, která je odváděna pomocí chladicí kapaliny proudící v chladicích kanálech reflektoru. [25] [26]

### 6.1.3 Rozložení výkonu v jaderném reaktoru

Z předchozích kapitol můžeme říct, že téměř celá energie se uvolní v blízkém okolí, kde dochází ke štěpení a tepelný výkon je závislý na toku neutronů v prostoru. Rozložení výkonu je závislé na složení AZ a na prostorovém rozložení toku neutronů. Z mnoha různých zdrojů můžeme říct, že nejehospodárnějšího provozu se dosáhne při nejrovnoměrnějším rozložení energie v AZ. V komerčních jaderných reaktorech je tok neutronů významně ovlivněn několika faktory.

Jedním z faktorů je heterogenita prostředí AZ. Tlakovodní reaktory využívají palivo převážně ve formě peletek oxidu uraničitého ( $\text{UO}_2$ ). Peletky jsou zapouzdřeny do palivových proutků vyrobených ze slitin zirkonia. Obohacení palivových proutků není nikdy rovnoměrné. Obohacení je rozdílné jak v radiálním tak i v axiálním směru. Tato konstrukce silně ovlivňuje rozložení výkonu. Moderátorem a chladivem bývá lehká voda. Heterogenita a geometrie systému silně ovlivňuje tok neutronů v prostoru. V důsledku těchto okolností není tok neutronů v prostoru konstantní. Tok bude různý v palivovém proutku a v moderátoru z důvodu vyšší absorpce neutronů v palivu.

Dalším faktorem je teplotní záporná zpětná vazba reaktivity. Při zvyšujícím se počtu neutronů se zvyšuje teplota paliva a moderátoru, což má za následek snížení

reaktivity. Tento jev způsobuje zploštění rozložení toku neutronů, protože zpětné vazby působí silněji na pozicích, kde je tok vyšší. Tok neutronů lze ovlivnit několika způsoby tak, aby bylo docíleno rovnoměrného rozložení výkonu.

Tok neutronů je také ovlivněn neutronovým reflektorem. Neutronový reflektor může představovat lehká voda, grafit. Úkolem neutronového reflektoru je odrazet neutrony zpět do AZ, kdy z AZ unikají rychlé neutrony, které v reflektoru zpomalují na tepelnou energii a s určitou pravděpodobností se mohou vrátit zpět do AZ. Snížením úniku neutronů ze systému zvyšuje reflektor  $k_{\text{eff}}$ , tím se snižuje množství paliva potřebného pro dosažení kritického stavu reaktoru. Neutronový reflektor svojí funkcí snižuje nerovnoměrnost rozložení výkonu.

Prvkem ovlivňujícím rovnoměrnost rozložení toku neutronů je vzor vkládání palivových souborů. AZ je složena z různých palivových souborů, které obsahují palivové proutky s různým obohacením, vyhořívajícími absorbéry a různým stupněm vyhoření. Jedním z nástrojů pro redukci toku neutronů jsou vyhořívající absorbéry. Vyhořívající absorbéry jsou materiály s vysokým účinným průřezem pro absorpci neutronů. Materiál se v důsledku radiačního zachytu přeměňuje na materiál s nízkým absorpčním účinným průřezem. V důsledku vyhořívání se negativní reaktivita snižuje. Pomocí vyhořívajících absorbérů se snižuje přebytečná reaktivita čerstvého paliva a počáteční koncentrace kyseliny borité.[24]

#### 6.1.4 Rozmístění palivových souborů v AZ reaktoru.

Životnost jaderné elektrárny je omezena životností jednotlivých komponent. Životnost celé elektrárny je silně závislá na životnosti tlakové nádoby. Tlaková nádoba je vystavována vysokým teplotám, tlaku a ionizujícímu záření. Materiál tlakové nádoby je poškozován především neutrony unikajícími ze systému. Vystavení toku neutronů způsobuje křehnutí materiálu. Proto se vzor vkládání navrhuje tak, aby se co nejvíce minimalizoval únik neutronů. Toto uspořádání ale způsobuje vyšší výkon v centru AZ a nižší výkon na okrajích AZ. Způsobená nerovnoměrnost výkonu se navíc v průběhu provozu postupně mění.

Teplota v reaktoru se během provozu mění, bod od bodu. V důsledku toho je vždy jeden palivový proutek nebo část objemu teplejší než ostatní části AZ. Pro omezení těchto horkých míst jsou zaváděny maximální výkonové limity. Provozní limitní hodnoty paliva jsou dány výrobcem. Každé jaderné palivo je konstruováno jak na provozní podmínky, tak

pro krátkodobé přechodné stavy, které mohou vzniknout a mají za následek zvýšení teploty. Tato omezení bývají rozdělena do dvou kategorií: globální omezení distribuce energie a lokální omezení distribuce energie.[24]

## 6.2 Parametry simulace

Pro získání věrohodných výsledků bylo nutné zvolit vhodné vstupní parametry pro výpočet pomocí metody Monte Carlo. KENO-VI umožňuje uživatelsky změnit několik vstupních parametrů. Klíčovými parametry jsou počet neutronů na generaci (NPG), počet generací (GEN), počet vynechaných generací (NSK) a počáteční rozložení neutronů v systému. Volbu výše zmíněných parametrů jsem volil podle vypracovaných studií [29] a po odborné konzultaci. Vzhledem k časové náročnosti výpočtu bylo nutné zvolit tyto parametry optimálně.

Vhodný počet neutronů pro dostatečné vzorkování modelu je alespoň 30 neutronů na jeden palivový proutek. V případě jaderného reaktoru VVER-1000 se v AZ nachází 50 856 palivových proutků. Pro případ modelu celé AZ by musel být počet neutronů na generaci 1 525 680. Počet neutronů na generaci nám ovlivňuje výpočetní čas, více kapitola 2.3. Vytvoření 60° výseče umožnilo snížit počet neutronů na 254 280, a tím došlo i ke snížení časových nároků simulace při zachování přesnosti a věrohodnosti získaných výsledků. Pro stanovení počtu generací (iterací) pro konvergenci je doporučováno spustit model s menším počtem cyklů a neutronů na generaci. Pro finální výpočet bylo zvoleno 10 000 generací. Při použití metody Monte Carlo dochází k poměrně rychlé konvergenci. Počáteční odhad by mohl zkreslovat výsledné hodnoty. Pro získání přesného odhadu je nutné zvolit vhodný počet počátečních generací. Uživatelsky zvolený počet generací bude vynechán při statistickém zpracování. Z výpočtu bylo vynecháno 100 generací. Počáteční rozložení neutronů nebylo uživatelsky změněno. Výchozí nastavení KENO-VI provede rovnoměrné rozložení neutronů v oblastech, kde se nachází štěpitelný materiál.

## 6.3 Určení výkonu pomocí KENO-VI

KENO provádí výpočet vlastních hodnot pro řešení transportu neutronů primárně pro určení  $k_{\text{eff}}$  a rozložení toků jak v režimu kontinuální energie, tak v multigrupovém režimu, více kapitola 3.3. KENO určí jak výsledný koeficient násobení systému, tak i koeficient násobení jednotlivých generací. Pro určení výkonu jednotlivých segmentů AZ, jak bylo specifikováno v benchmarku Full-Core 1000 (kapitola 5.2), je nutné vytvořit

vstupní soubor tak, aby výsledné hodnoty odpovídali požadovaným veličinám potřebných k určení výkonů. Způsob určení výkonu je popsán blíže v kapitole 6.1.2. Prvním krokem bylo určit objemy jednotlivých regionů, které jsou nutné pro určení výkonu. KENO poskytuje výpočet objemů jednotlivých regionů v případě, že nejsou zadány. Objemy byly určeny integrací pomocí metody Monte Carlo.

První variantou bylo využít funkce CDS, která shromažďuje zdroje štěpení v intervalech definovaných mřížkou (grid). Vytvořená mřížka musí pokrývat celý systém. Bylo nutné vytvoření mřížky v datovém bloku READ GRID. CDS ukládá rozložení zdrojů štěpení v uživatelem definovaných oblastech do souboru .3dmap. Tento typ souboru lze graficky zobrazit pomocí Fulcrum nebo samostatného nástroje Meshview. Tato metoda má však několik nevýhod. Pro zobrazení výsledného souboru je nutné mít k dispozici dostatečné množství operační paměti. Zobrazené výsledky neodpovídají přímo výkonu (energii) uvolněné při štěpení, ale počtu neutronů uvolněných při štěpení. Největším problémem bylo určení požadovaných “výkonů“ konkrétních segmentů. Vypsání dat pro konkrétní oblasti modelu poskytuje funkce mtPull. Pro určení konkrétních hodnot je nutné zjistit souřadnice X-Y každého palivového proutku v modelu. Dostatečně jemná kartézská síť CDS pro popis válcových palivových proutků je příliš náročná na operační paměť, proto jsem tuto metodu pro finální výpočet nevyužil. Výše popsaný postup lze realizovat přidáním následujících bloků:

```
READ PARAMETER
CDS=1
END PARAMETER

READ GRID 1
  XLinear 1650 165.0 0.0
  XLinear 1 210.0 165.0
  YLinear 950 95.0 0.0
  YLinear 1 210.0 95.0
  ZLinear 1 0.0 1.0
END GRID
```

Jednou z možných variant bylo využít datového bloku REACTION. Datový blok REACTION se používá k vytvoření specifického záznamu reakcí nuklidů v libovolné směsi použité v modelu, více kapitola 5.4.12. Datový blok REACTION poskytuje možnost určit rychlost štěpné reakce v uživatelem vytvořené směsi. Tato metoda má několik omezení. Datového bloku REACTION lze využít jen v režimu CE. Rychlost štěpné reakce je určena vždy pro směs definovanou identifikačním číslem určeným uživatelem, nelze

získat data pro jednotlivé komponenty. Vstupní soubor bylo nutné upravit tak, aby každý palivový proutek měl palivovou část vytvořenou pomocí směsi s jedinečným identifikačním číslem. V modelu se nachází celkem 8 476 palivových proutků. Úprava modelu by vyžadovala vytvořit příslušný počet směsí a také modelů geometrie palivových proutků. Provedením této úpravy by bylo možné určit výkony jednotlivých palivových proutků v AZ. Tento postup by byl časově náročný. Z tohoto důvodu bylo nutné vytvořit čtyři vstupní soubory, kde každý počítá výkon v příslušné části modelu specifikované benchmarkem Full-Core 1000 (kapitola 5.2).

Byl vytvořen vstupní soubor pro určení rozložení výkonu v jednotlivých palivových souborech, kde každý z palivových souborů byl sestaven pomocí palivových proutků obsahujících směsi s jedinečným identifikačním číslem. Specifikací příslušného filtru se vytvoří list směsí tvořících palivový soubor. K dokončení definice filtru je nutné doplnit filtr o identifikátor izotopů a identifikátor příslušné reakce. KENO pomocí příkazu  $MT = 1452$  určí celkový počet neutronů uvolněných na štěpnou událost krát účinný průřez pro štěpení. Prostřednictvím hodnoty  $MT = 1452$  a toku neutronů lze určit výkony jednotlivých segmentů AZ. Pro určení výkonu palivových proutků byl vstupní soubor vždy omezen pouze na palivové soubory (kazety) 82, 88 a 157 určené v bechmarku Full Core 1000. Pro každý řešený palivový soubor byl vytvořen samostatný vstupní soubor. Bylo nutné vytvořit palivové proutky, kde každý z 312 palivových proutků obsahoval směs s jedinečným identifikačním číslem a vlastní model geometrie (kapitola 5.4.5). Doplněním vstupního souboru o specifický filtr KENO vypíše požadované veličiny pro každou směs ve formě textového souboru.



Obr. 6.1 – Část výpočetního modelu pro kazetu 157

Obr. 6.1 zobrazuje část výpočetního modelu, který řeší rozložení výkonu v kazetě 157. Každý z palivových proutků obsahuje směs s jedinečným identifikačním číslem. Výsledné vstupní soubory jsou vlivem úprav rozsáhlé. Následující sekvence ukazuje část vytvořeného filtru pro určení výkonu jednotlivých palivových proutků v kazetě 157:

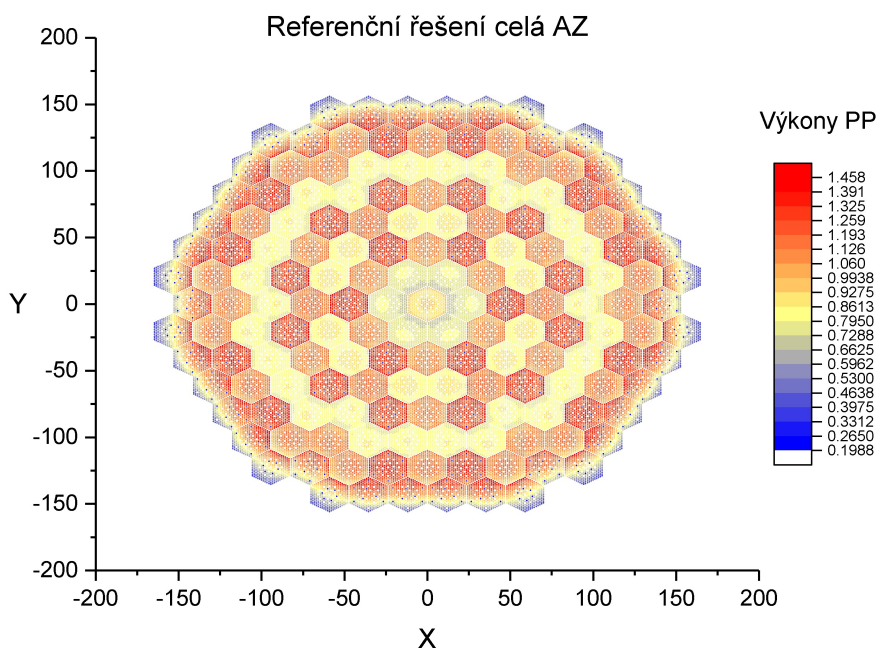
```
MIX=1 NUCLIST 92235 92238 END MT=1452  
MIX=2 NUCLIST 92235 92238 END MT=1452  
MIX=3 NUCLIST 92235 92238 END MT=1452
```

Další možností bylo využít Kmart6. Kmart6 je postprocesing nástroj, který zpracovává informace získané z výpočtu KENO-VI. Slouží k zobrazení toků, určení reakční rychlosti pro vybrané nuklidy a lze vytvořit reakční filtry při použití multigrupových knihoven. Výsledné hodnoty se dají graficky zobrazit prostřednictvím Keno3D na specifikované části výpočetního modelu geometrie. Pro použití Kmar6 je nutné, aby KENO vypsalo požadované výstupní soubory, které bude Kmart6 zpracovávat. KENO musí vypsát tabulky směsí, toky a vypsát resetovací soubory obsahující vypočtená data. V datovém bloku parametry vstupního souboru KENO, je nutné specifikovat tyto požadavky. Vstupní data Kmart6 mají podobný formát jako vstupní data pro KENO. Data jsou zadávána pomocí tří datových bloků. Lze specifikovat UNIT na které budou zobrazeny výsledky prostřednictvím Keno3D. Vytvoření reakčního filtru je v principu shodné s blokem REACTION, filtr je specifikován pomocí dvou čísel, které představují identifikátor nuklidu a požadovaný identifikátor typu reakce. Lze také specifikovat směs, kde se daný nuklid vyskytuje.

Vzhledem k vysokým časovým nárokům výpočtů a komplikacím byl pro finální výpočet výkonů vybrán pouze jeden způsob, a to datový blok REACTION. Výpočet proběhl v režimu CE, pro výpočet byla použita knihovna ce\_v7.1\_endfb. Výběr režimu CE je blíže realitě a zároveň usnadňuje vytváření vstupního souboru. V režimu CE není nutné definovat datový blok UNIT CELL (kapitola 5.4.3), který je nutný pro zpracování průřezů pro MG výpočty. Nevýhodou CE výpočtu jsou vysoké nároky na výpočetní techniku a výpočetní čas. Z tohoto důvodu byl závěrečný výpočet proveden na serverech Škoda JS a.s, kde byl zajištěn dostatečný výpočetní výkon a bezpečnost v případě výpadku elektrické energie.

## 6.4 Referenční řešení

Referenční řešení úlohy Full-Core 1000 bylo vypočtené pomocí kódu SERPENT (ver. 2.1.30). SERPENT patří mezi rychlé 3D MG nebo CE Monte Carlo kódy. Kód byl vyvinut v roce 2004 VTT centrem technického výzkumu ve Finsku. Pro výpočet byla použita knihovna ENDF/B-VII.1, která je následně zpracována pomocí kódu NJOY. Simulace byla spuštěna s 22 mil. neutrony / generaci, 1600 generací a 100 generací bylo vypuštěno ze statistického zpracování. Následující obrázek zobrazuje rozložení výkonu referenčního řešení. [31]



Obr. 6.2 – Rozložení výkonu AZ určené kódem SERPENT

## 6.5 Výsledné rozložení výkonu určené pomocí KENO-VI

Výsledné hodnoty určené kódem KENO-VI byly určeny v 1/6 aktivní zóny, kompletní model AZ lze vytvořit pomocí 60° rotační symetrie. Hlavním cílem benchmarku Full-Core je určit rozložení výkonu v AZ a ve vybraných palivových souborech (82, 88 a 157). Výsledný model zahrnuje kruhovou výseč 0° až 60°, vzhledem k použitým okrajovým podmínkám je chování 1/6 AZ shodné s chováním kompletního modelu AZ. Výsledné hodnoty odpovídají relativním výkonům jednotlivých segmentů AZ. Výsledné výkony jsou normovány tak, aby průměrná hodnota výkonů všech 34 palivových souborů v 1/6 AZ, byla rovna 1. Podobně jsou normovány výkony jednotlivých palivových proutků ve vybraných palivových souborech. Průměrná hodnota relativních výkonů jednotlivých



palivových proutků v palivovém souboru je rovna 1. Zobrazení výsledků bylo vytvořeno pomocí softwaru OriginPro. K zobrazení bylo nutné určit pozice X a Y všech palivových proutků. Výkony jsou znázorněny pomocí “Color map“, kdy je každému bodu (PP) přiřazena barva podle hodnoty výkonu. Výsledné hodnoty jsou porovnávány s referenčním řešením.

### 6.5.1 Určení hodnoty $k_{\text{eff}}$

Jedním z cílů benchmarku Full-Core 1000 je určení koeficientu násobení  $k_{\text{eff}}$  systému. Výsledné hodnoty  $k_{\text{eff}}$  modelu byly určeny pomocí kódu KENO-VI. Pro získání výsledků byly provedeny dvě varianty výpočtů s využitím kódu KENO-VI. Výpočet varianty 1 byl spuštěn s parametry GEN = 10 000 generací, NPG = 254 280 neutronů / generaci a NSK = 100 generací. Druhá varianta byla spuštěna s parametry GEN = 5 100 generací, NPG = 125 000 neutronů / generaci a NSK = 100 generací. Jak výsledné hodnoty  $k_{\text{eff}}$  získané pomocí KENO-VI, tak i hodnota  $k_{\text{eff}}$  referenčního řešení jsou uvedeny v Tabulce 2.

Tabulka 2: Hodnoty  $k_{\text{eff}}$  modelu Full-Core

	Varianta	Referenční řešení	KENO-VI	$\Delta k_{\text{eff}}$ [pcm]
$k_{\text{eff}}$	1	1,00314 ± 0,000003	1,004139 ± 0,000015	99,9
	2	1,00314 ± 0,000003	1,004168 ± 0,000029	102,8

Z výše uvedené tabulky je patrné, že vypočtené hodnoty  $k_{\text{eff}}$  určené kódem KENO-VI jsou mírně vyšší než hodnota referenčního řešení. Nejvyšší odchylku  $k_{\text{eff}}$  od referenčního řešení lze pozorovat u varianty 2, kde odchylka od referenčního řešení je 102,8 pcm. Tento výsledek lze předpokládat. Varianta číslo dva byla spuštěna s polovičním počtem neutronů na generaci a také s menším počtem generací, což způsobí větší nepřesnost odhadu. Zmenšením těchto parametrů dojde také k výraznému snížení nároků na výpočetní čas a k zvýšení směrodatné odchylky odhadu  $k_{\text{eff}}$  z hodnoty ±0,000015 na ±0,000029.

### 6.5.2 Rozložení výkonu v 1/6 aktivní zóny

K určení výkonů jednotlivých palivových souborů byl vytvořen samostatný vstupní soubor a byla použita knihovna ce\_v7.1\_endfb. Simulace byla spuštěna s parametry NPG = 125 000 neutronů / generaci, GEN = 5100 generací a NSK = 100. Výsledné relativní

výkony určené kódem KENO-VI s přidruženou směrodatnou odchylkou jsou uvedeny v Tabulce 3 spolu s hodnotami referenčního řešení.

Tabulka 3: Výkony palivových souborů v 1/6 AZ

Kazety	Relativní výkon KENO-VI	$\sigma$	Relativní výkon SERPENT
82	0,8084	0,00030%	0,9254
83	0,5585	0,00060%	0,7656
84	1,4664	0,00069%	1,2545
85	1,0107	0,00030%	1,1262
86	0,5881	0,00052%	0,8152
87	0,9601	0,00063%	1,0893
88	1,2050	0,00083%	1,0225
96	0,5553	0,00061%	0,7657
97	0,9660	0,00048%	1,0726
98	0,6108	0,00347%	0,8474
99	1,3895	0,00099%	1,2306
100	0,5792	0,00240%	0,8202
101	0,9708	0,00185%	1,0720
102	1,1551	0,00191%	0,8269
110	1,4521	0,00060%	1,2547
111	0,6132	0,00782%	0,8472
112	0,9391	0,00052%	1,0841
113	0,5845	0,00079%	0,8213
114	1,4060	0,00173%	1,2399
115	1,3986	0,00213%	1,0129
123	0,9925	0,00036%	1,1269
124	1,3984	0,00141%	1,2307
125	0,5816	0,00073%	0,8211
126	0,9695	0,00054%	1,0922
127	1,2743	0,00227%	0,9774
135	0,5784	0,00056%	0,8151
136	0,5801	0,00081%	0,8203
137	1,4370	0,00248%	1,2397
138	1,2773	0,00268%	0,9768
146	0,9624	0,00034%	1,0892
147	0,9685	0,00048%	1,0717
148	1,4106	0,00179%	1,0126
156	1,1948	0,00085%	1,0224
157	1,1574	0,00284%	0,8264

Z Tabulky 3 je patrné, že odchylky výkonů jednotlivých palivových souborů jsou vyšší, než se předpokládalo. Chyba výpočtu ( $\sigma$ ) KENO-VI je relativně nízká. Největší rozdíl lze pozorovat u palivových souborů na okraji aktivní zóny, konkrétně u palivových souborů 102, 115, 127, 138, 148 a 157. Rozdílná jsou i místa, kde se nachází maximální a minimální hodnota výkonů jednotlivých palivových souborů. Maximální hodnota výkonu

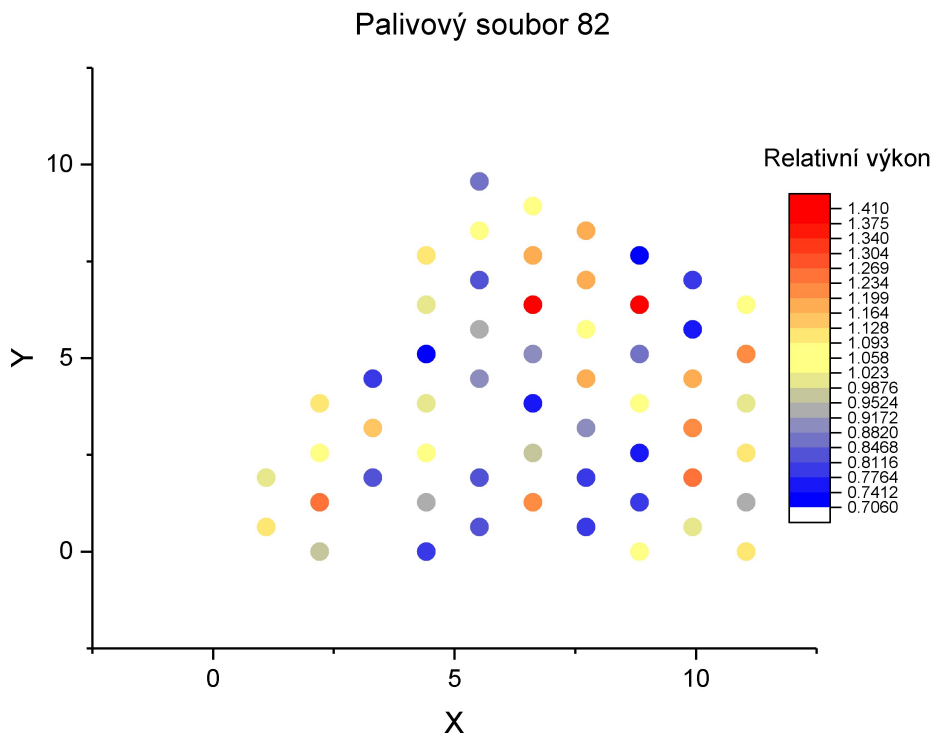
palivového souboru určená KENO-VI je pro palivový soubor 84 ve srovnání s referenčním řešením, kde byl nejvyšší výkon určen pro palivový soubor 110. Odchytku lze pozorovat také u minimální hodnoty výkonu, kdy KENO-VI určilo palivový soubor 96 na rozdíl od referenčního řešení je minimální výkon u palivového souboru 83.

### 6.5.3 Rozložení výkonu v palivových souborech

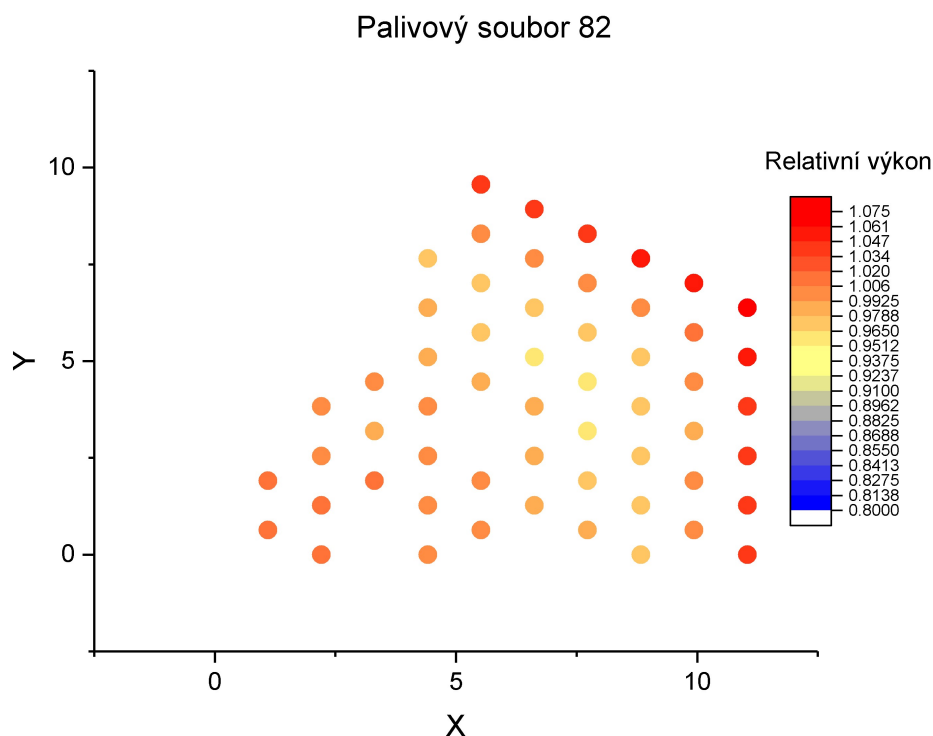
Rozložení výkonu bylo řešeno pro palivové soubory 82, 88 a 157. Pro každý z palivových souborů byl vytvořen samostatný vstupní soubor. Pro výpočet byla použita knihovna ce\_v7.1\_endfb. Parametry simulace jsou shodné s výpočtem pro rozložení výkonu v AZ, kde NPG = 125 000 neutronů / generaci, GEN = 5100 generací a NSK = 100. Výsledné hodnoty jsou zobrazeny pomocí softwaru OriginPro.

#### Palivový soubor 82

Palivový soubor 82 (A20) se nachází ve středu AZ, kazeta je tvořena 312 palivovými proutky typu TVEL 2,0%w  $^{235}\text{U}$ . Vytvořený výpočetní model KENO-VI tvoří kruhová výseč  $0^\circ$  až  $60^\circ$ , proto je zobrazena jen 1/6 palivového souboru. Konečné výsledky získané kódem KENO-VI a kódem SERPENT jsou vyobrazeny pomocí dvou grafů.

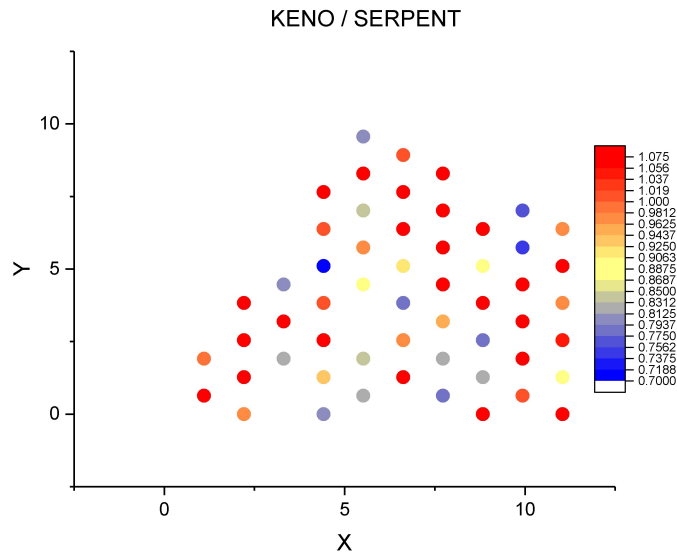


Obr. 6.3 – Rozložení výkonu určené kódem KENO-VI



Obr. 6.4 – Rozložení výkonu určené kódem SERPENT

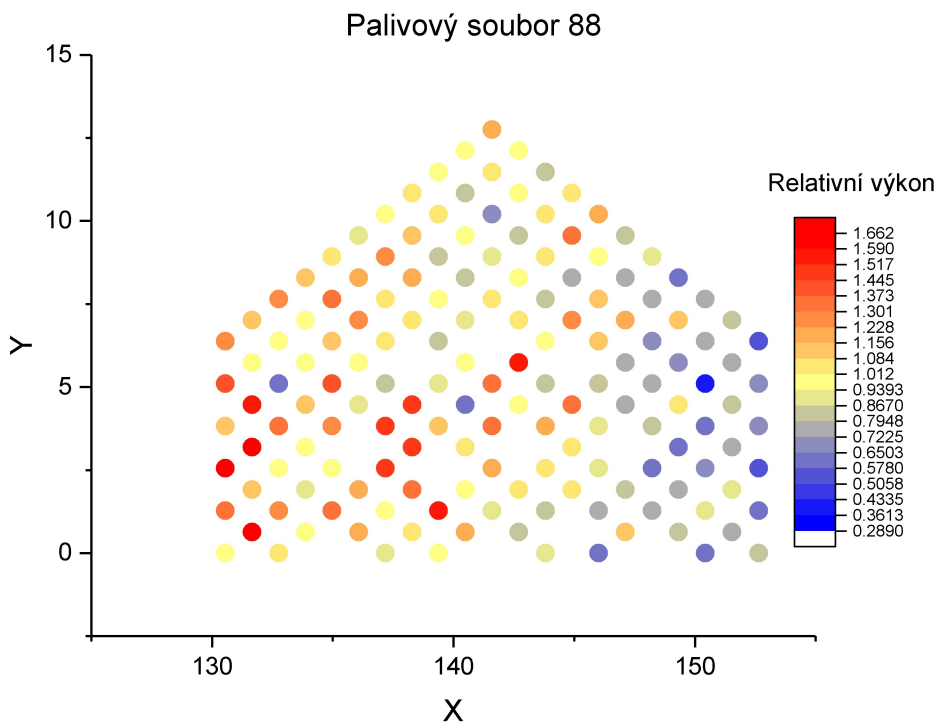
Obr. 6.3 a Obr. 6.4 znázorňují rozložení výkonu v palivovém souboru 82, získané kódem KENO-VI a SERPENT. Výsledné rozložení získané kódem SERPENT ukazuje, že výkony palivových proutků v palivovém souboru 82 jsou téměř totožné. Výkon palivových proutků je v rozmezí od 0,9642 do 1,0704. Minimální hodnoty výkonů se nachází v polovině palivového souboru, a naopak maximální výkon je u palivových proutků po obvodu palivového souboru. Výsledky získané kódem KENO-VI jsou od výsledků kódu SERPENT značně rozdílné. Rozsah výkonů určený kódem KENO-VI se pohybuje od výkonu 0,7076 do 1,4099. Rozdílné hodnoty výkonů lze také zpozorovat u výsledného rozložení výkonu v palivovém souboru, kde je možné všimnout si značných rozdílů jak v hodnotách výkonů, tak i v místech kde se tyto hodnoty nacházejí v porovnání s referenčním řešením. Maximální výkon je stanoven u palivových proutků 133 a 154. Vzhledem k vstupním parametrům simulace je průměrná chyba KENO-VI ( $\sigma$ ) 1,60 %. Výsledná odchylka je zobrazena na Obr. 6.5, který znázorňuje podíl výsledků KENO-VI k výsledkům SERPENT.



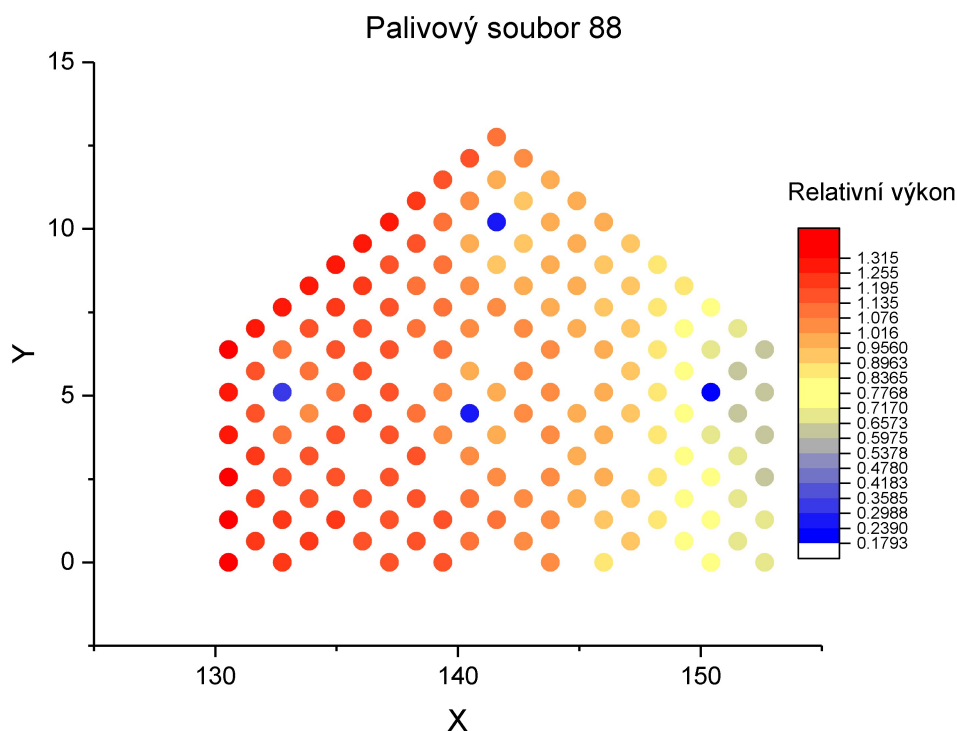
Obr. 6.5 – Srovnání výsledků KENO-VI vs SERPENT

**Palivový soubor 88**

Palivový soubor 88 je typu A30E9, kde se nachází 303 palivových proutků TVEL s obohacením 3,0%w <sup>235</sup>U a 9 palivových proutků typu TVEG 2,4%w <sup>235</sup>U + 5%w Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Palivový soubor 88 je umístěný na okraji AZ a součástí kruhové výseče modelu je polovina palivového souboru. Výsledné rozložení výkonu získané kódem KENO-VI a SERPENT je zobrazené na následujících obrázcích.

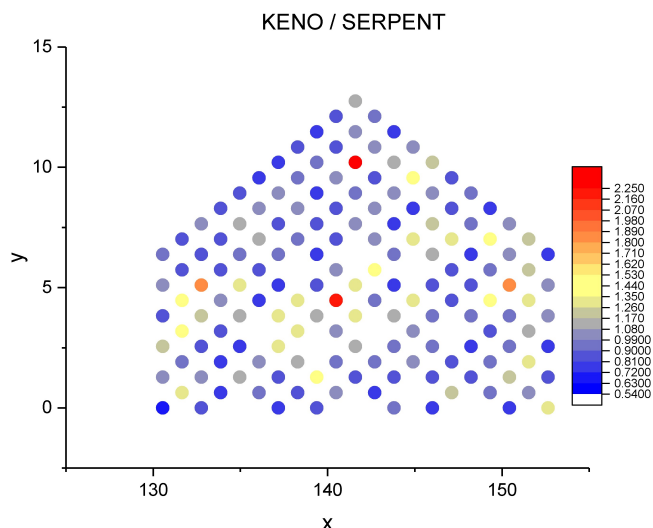


Obr. 6.6 – Rozložení výkonu určené kódem KENO-VI



*Obr. 6.7 – Rozložení výkonu určené kódem SERPENT*

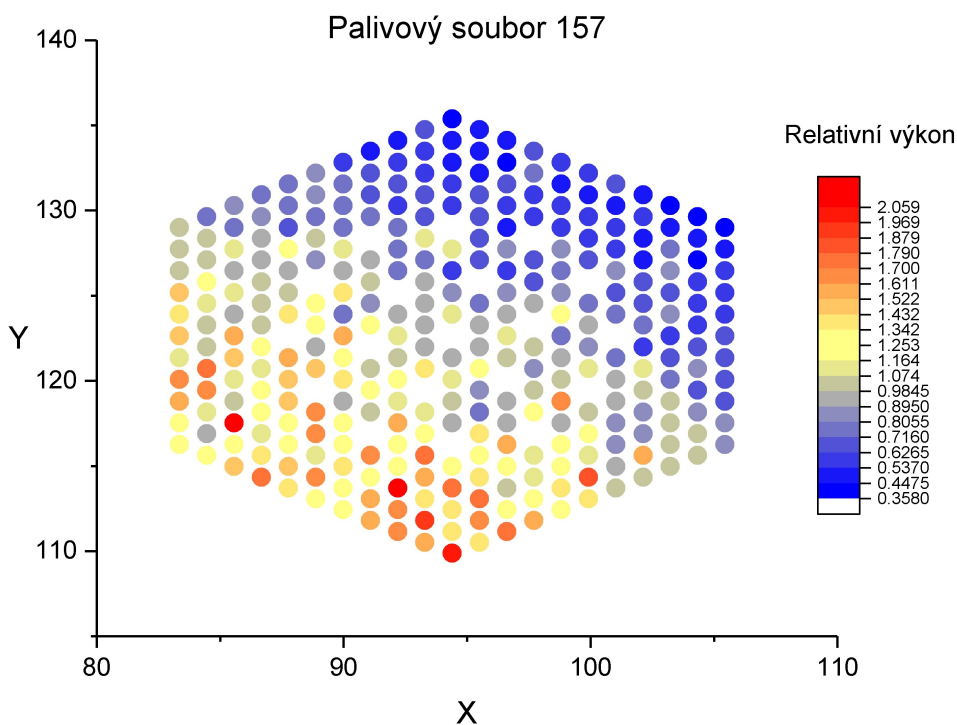
Obr. 6.6 a Obr. 6.7 zobrazují výsledné rozložení výkonu získané kódem KENO-VI a SERPENT. Výsledné hodnoty kódu SERPENT (referenčního řešení) ukazují, že maximální hodnoty výkonu palivových proutků se nachází na okraji palivového souboru směrem k středu AZ. Nejnižší hodnoty jsou u palivových proutků 26, 34, 91 a 174, které reprezentují palivové proutky TVEG. Podobný trend lze pozorovat i u výsledků získaných kódem KENO-VI, kde se výkony postupně zvyšují směrem ke středu AZ. Výsledné rozložení získané kódem KENO-VI je však rozdílné s ohledem na hodnoty výkonů jednotlivých palivových proutků. Maximální hodnota výkonu je u palivových proutků 37 a 38. Minimální hodnoty výkonů se nachází na okraji palivového souboru na okraji AZ. Výsledný rozdíl výkonů je u několika proutků více jak dvojnásobné. Směrodatná odchylka se pohybuje od 0,56 % do 2,94 %. Výsledné rozdíly jsou zobrazeny na Obr. 6.8, kde je zobrazený podíl řešení získaného kódem KENO-VI k referenčnímu řešení SERPENT.



Obr. 6.8 - Srovnání výsledků KENO-VI vs SERPENT

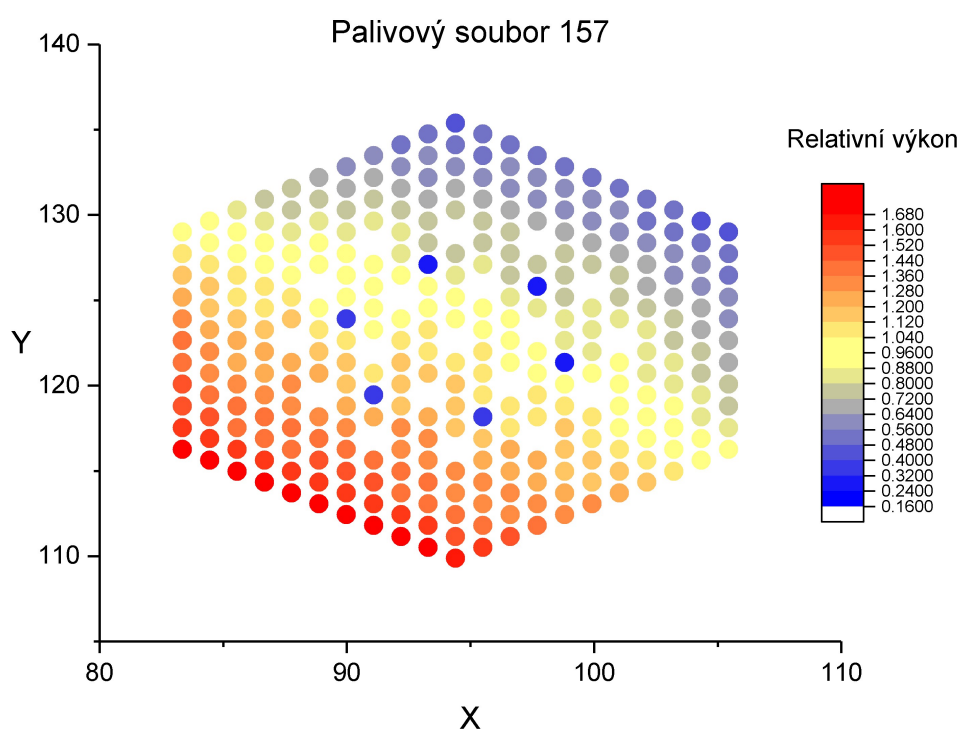
**Palivový soubor 157**

Palivový soubor 157 (A40E6) je složen z 306 palivových proutků TVEL 4,0%w <sup>235</sup>U a 6 palivových proutků TVEG 3,3%w <sup>235</sup>U + 5%w Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub>. Palivový soubor 157 je situovaný v horní části modelu na okraji AZ. Výsledná distribuce výkonu je zobrazena následovně.



6.9 – Rozložení výkonu určené kódem KENO-VI

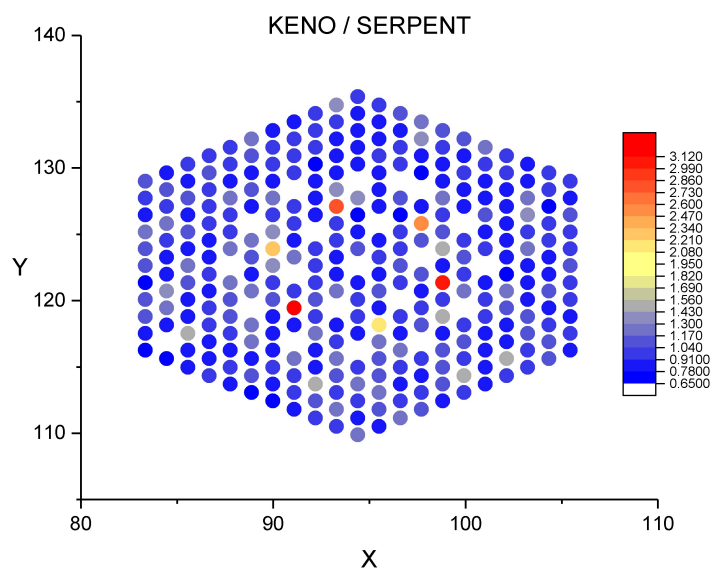
Obr.



Obr. 6.10 – Rozložení výkonu určené kódem SERPENT

Obr. 6.9 a 6.10 reprezentují výsledné rozložení výkonu v palivovém souboru 157. Výsledné rozložení výkonu je podobné jako v předchozím případě, kdy výkon jednotlivých palivových proutků roste směrem ke středu AZ. V případě referenčního řešení jsou maximální hodnoty výkonů soustředěny na okraji palivového souboru směrem k středu AZ, zatímco minimální hodnoty výkonu jsou u palivových proutků typu TVEG (91, 105, 149, 227 a 241). V případě výsledků KENO-VI jsou nejvyšší hodnoty určeny pro palivové proutky 158, 269 a 321. Nejnižší hodnoty výkonu jsou na okraji palivového souboru, který je zároveň i na okraji AZ. Rozdíly mezi KENO-VI a referenčním řešením jsou poměrně vysoké i v případě řešeného palivového souboru. Směrodatná odchylka  $\sigma$  výsledného řešení se pohybuje okolo průměru 1,69 %. Rozdíly jsou popsány na Obr. 6.11, kde je znázorněn podíl výkonů KENO-VI k referenčnímu řešení.





Obr. 6.11 - Srovnání výsledků KENO-VI vs SERPENT

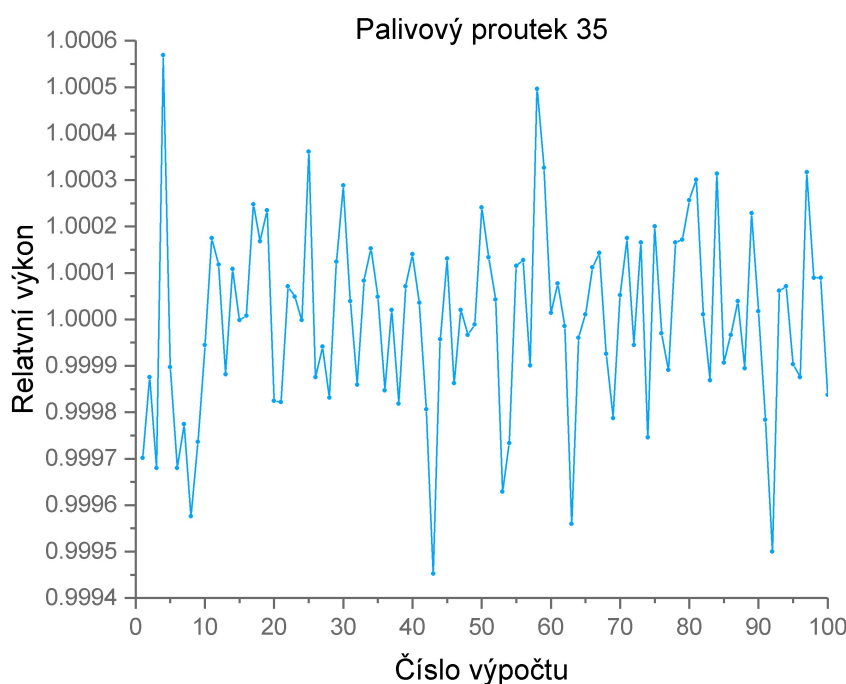
#### 6.5.4 Neurčitosti účinných průřezů

Neurčitosti lze určit výpočtem pro různé knihovny jaderných dat, nebo je možné využít neurčitosti účinných průřezů v knihovnách jaderných dat (ENDF/B – VII.1.). Pro určení vlivu jaderných dat byla zvolena druhá možnost. SCALE neumožňuje výpočet nejistot v režimu CE, a proto bylo nutné Full-Core zjednodušit na nekonečnou mříž palivových souborů (kazet).

Výpočet byl proveden kódem NEWT v rámci sekvencí TRITON a SAMPLER, kde je řešena nekonečná mříž palivového souboru P40E9. NEWT patří do balíčku kódů SCALE pro deterministické řešení transportu a hybridního zrychlení metody Monte Carlo. Sekvence TRITON slouží k přípravě účinných průřezů pro řešení transportu neutronů kódem NEWT, obdobně jako sekvence CSAS6 a kód KENO-VI. SAMPLER využívá stochastické techniky pro kvantifikaci nejistot v jakémkoli výpočetním řešení z libovolné sekvence SCALE. SAMPLER provádí analýzu nejistot sekvencí SCALE statickým vzorkováním vstupních dat. Mezi vstupní parametry, které mohou být vzorkovány, patří například MG jaderná data. Tyto nástroje poskytují kvantitativní měření stochastické nejistoty, která je způsobena nejistotami v účinných průřezích neutronů. SAMPLER šíří tyto nejistoty prostřednictvím sekvencí SCALE, a poskytuje odchylky ve výstupních veličinách v důsledku variací v libovolné kombinaci vstupních dat.

Pro výpočet byla použita MG knihovna v.7.1-56n. Výpočet obsahoval celkem 101 variant, kdy pro každou z variant byl určen výkon 312 palivových proutků v palivovém

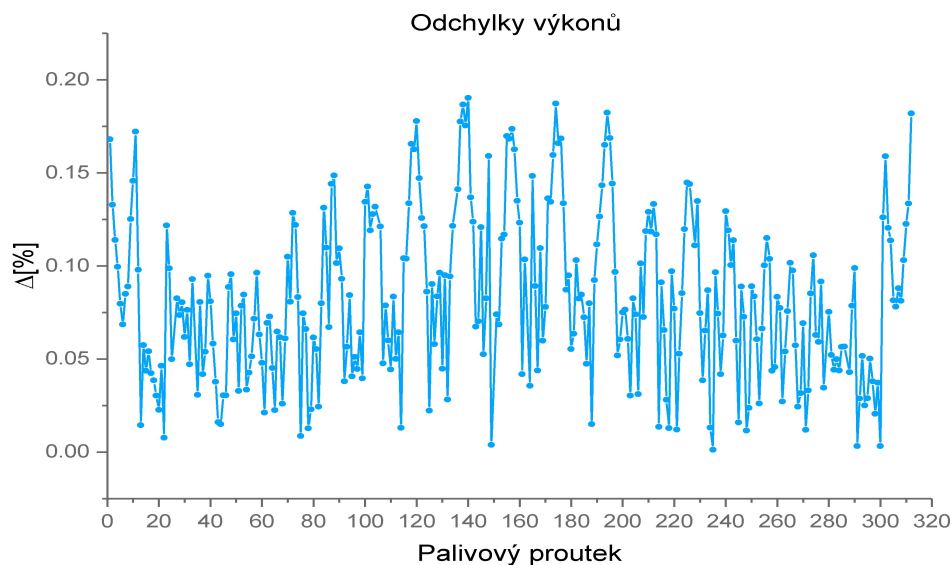
souboru. Pro varianty 1 až 100 byly použity perturbované (narušené) průřezy a pro variantu 0 jsou průřezy neperturbované (nenarušené). Tato metoda umožní rychlý výpočet změn v odezvě od malých změn systému. Pro zobrazení vlivu jaderných dat byl vybrán jeden palivový proutek. Výsledné výkony varianty 1 až 100 palivového proutku při použití narušených průřezů jsou zobrazeny na Obr. 6.12



Obr. 6.12 – Zobrazení výkonů palivového proutku varianty 1 až 100

Vlivem narušených průřezů dochází k odchylkám výkonu palivového proutku. Výkon palivového proutku se pohybuje v rozmezí od 0,9995 do 1,0006.

Pro zjištění odchylky výkonu palivových proutků byl porovnán průměrný výkon variant 1 až 100 s variantou 0, která používá nenarušené průřezy. Výsledná odchylka ( $\Delta$  [%]) zobrazuje rozdíl výkonu palivového proutku při použití nenarušených průřezů od výkonů získaných prostřednictvím výpočtů s poškozenými průřezy. Odchylka se pohybuje v rozmezí od 0,001 % do 4,076 %. Výsledky jsou zobrazeny na Obr. 6.13.



Obr. 6.13 – Odchyly výkonů palivových proutků

### 6.5.5 Zhodnocení výsledků

Výsledný  $k_{\text{eff}}$  určený kódem KENO-VI je mírně nadhodnocený v porovnání s kódem SERPENT. Hlavním faktorem ovlivňujícím přesnost metody Monte Carlo je počet neutronů na generaci. V případě varianty 1, kdy je počet neutronů na generaci a celkový počet generací dvojnásobný lze pozorovat větší shodu s referenčním řešením a také snížení přidružené chyby odhadu KENO-VI.

V případě určení rozložení výkonu v 1/6 AZ jsou u výsledků značné rozdíly. Rozdíly lze pozorovat jak v maximálních a minimálních hodnotách výkonů tak i v místech, kde se tyto hodnoty vyskytují. Největší rozdíl je patrný u palivových souborů na okraji AZ. Dalším výsledkem simulace je výsledné rozložení výkonu v palivových souborech 82, 88 a 157. V případě palivového souboru 82 se výsledky KENO-VI a SERPENT liší jak v rozsahu výkonů, tak i v celkovém rozložení výkonu. U palivových souborů 88 a 157 je možné pozorovat postupné zvyšování výkonu směrem k středu AZ. Výsledné rozdíly výkonu palivových proutků jsou nicméně vysoké. Největší rozdíl lze pozorovat u palivových proutků s vyhořívajícím absorbátorem (TVEG). SERPENT určil minimální hodnotu výkonu palivových proutků TVEG, což je možné předpokládat pro složení AZ z čerstvých palivových souborů. KENO-VI stanovilo minimální hodnoty výkonu u palivových proutků TVEG a na okraji AZ.

Výsledné rozdíly kódu KENO-VI a SERPENT jsou vyšší, než se předpokládalo. Výsledné rozdíly mohou být způsobeny rozdílnými vstupními parametry (NPG, GEN),

které značnou mírou ovlivňují věrohodnost Monte Carlo výpočtů. Pro výpočet prostřednictvím kódu KENO-VI byl počet neutronů na generaci vzhledem k omezenému času značně nižší.

Hodnocení vlivu jaderných dat na výsledné výkony bylo uskutečněno pomocí výpočtu výkonu palivových proutků v palivovém souboru P40E9. Bylo provedeno 101 nezávislých výpočtů. Pro variantu 0 byly použity nenarušené účinné průřezy, varianty 1 až 100 využívala narušené průřezy. Výsledná odchylka se pohyboval v rozmezí od 0,001 % do 4,076 % v porovnání s výkonem určeným pomocí přesných dat. Teorie rušení poskytuje užitečný nástroj k efektivnímu zkoumání vlivu jaderných dat na výsledné hodnoty výkonů.

Podle získaných výsledků lze říct, že kód KENO-VI není vhodný pro validaci difúzních makrokódů pro trojúhelníkovou mříž VVER. Nová verze balíčku kódů SCALE 6.3 bude rozšířena o nový Monte Carlo kód SHIFT, který by mohl výpočet výkonové mapy počítat výrazně lépe.

SHIFT je nový transportní Monte Carlo kód vyvinutý pro flexibilní, rychlé a přesné řešení transportu v nejrůznějších oblastech použití. Vývoj kódu SHIFT začal v roce 2010 v ORNL, cílem bylo vytvořit paralelní Monte Carlo kód pro analýzu reaktorů. Poskytuje CE tak i MG neutron, gama a neutron - gama fyziku. Poskytuje rozmanitou geometrii včetně SCALE, MCNP a CAD geometrií. Je integrován s DENOVO pro automatickou redukci rozptylu a ORIGIEN pro výpočty vyhořívání. SHIFT je vyvinut pro použití na vysoce výkonných výpočetních technologiích, lze použít i na laptotech s odpovídajícím snížením výkonu. Funkce kódu SHIFT z něj činí jedinečný nástroj pro výpočty analýz reaktorů.

## Závěr

Předkládaná diplomová práce se zabývá benchmarkem Full-Core 1000 a Monte Carlo kódem KENO-VI. Úvodní teoretická část se ovšem zabývá stručným úvodem do reaktorové fyziky, kde jsou vysvětleny základní pojmy potřebné pro práci v oblasti jaderného inženýrství. V kapitole jsou popsány jednotlivé interakce neutronů, účinné průřezy, koeficient násobení a štěpná řetězová reakce.

Druhá kapitola teoretické části je zaměřena na možnosti simulací v oblasti jaderných reaktorů. Tato teoretická část se zaměřuje hlavně na metodu Monte Carlo a na způsob jejího využití při provádění simulací. Další kapitola přináší stručný úvod balíčku kódů SCALE. Hlavní myšlenkou třetí kapitoly je seznámení s kódem KENO-VI a s tím související sekvencí CSAS 6. Jsou zde uvedeny dva možné režimy výpočtů kódu KENO-VI. Čtvrtá kapitola je zaměřena na problematiku jaderných dat. V této části je vysvětlen pojem jaderná data. Kapitola také obsahuje obeznámení s formátem knihoven jaderných dat ENDF, s následným zpracováním těchto knihoven pro využití v oblasti transportu a shrnutí dostupných knihoven balíčku SCALE.

Druhá, praktická část práce je rozdělena do dvou kapitol (5 a 6). Kapitola 5 obsahuje seznámení s tlakovodním reaktorem VVER-1000 a s palivem TVSA-T. Součástí kapitoly je také uvedení benchmarku Full-Core 1000, které obsahuje seznámení s úlohou, výpočetním modelem a motivací pro vytvoření této úlohy. V závěru této kapitoly jsou specifikovány datové bloky kódu KENO-VI pomocí kterých lze vytvářet velmi přesné simulační modely a popis tvorby modelu Full-Core 1000 s využitím kódu KENO-VI. Poslední 6 kapitola se zabývá simulací testovací úlohy Full-Core 1000 jsou zde uvedeny důležité parametry simulace a potřebné kroky k získání veličin potřebných pro určení poměrného výkonu segmentů reaktoru VVER-1000. Zde je také uveden princip energie získávané z štěpení těžkých jader, určení výkonu jaderného reaktoru, shrnutí výsledků KENO-VI a referenčního řešení (SERPENT) a ocenění vlivu jaderných dat na výpočet benchmarku Full-Core 1000 .

Výsledné hodnoty a jejich porovnání je uvedeno v závěrečné kapitole. Jsou zde uvedeny výsledky kódu KENO-VI v porovnání s výsledky kódu SERPENT. Hodnoty  $k_{\text{eff}}$  získané kódem KENO-VI jsou mírně vyšší oproti výsledku kódu SERPENT. Výsledek získaný kódem KENO-VI je nadhodnocený o 100 pcm. Výsledné rozložení výkonu palivových souborů v AZ je značně odlišné ve srovnání s referenčním řešením kódu SERPENT. Nejvyšší odchylky jsou u palivových souborů na okraji AZ. Vysoké rozdíly

jsou i v porovnání výkonů jednotlivých palivových proutků. Cílem bylo získat a porovnat výkony palivových proutků v palivových souborech 82, 88 a 157. Výsledné odchylky KENO-VI od kódu SERPENT jsou vyšší než se přepokládalo. Odchylky jsou způsobeny nižším počtem neutronů na generaci při simulaci KENO-VI. Pro získání věrohodnějších výsledků by bylo vhodné simulaci spustit s vyšším počtem neutronů na generaci, což s časových důvodů nebylo provedeno. Vzhledem k získaným výsledkům je kód KENO-VI pro validaci difúzního makrokódu pro trojúhelníkovou mříž VVER nevyhovující. Řešením by mohl být nový Monte Carlo kód SHIFT, který bude součástí balíčku kódů SCALE 6.3. Vliv jaderných dat na výpočet rozložení výkonu byl určen v podobě odchylky od reálné hodnoty v rozmezí od 0,001 % do 4,097 %. Výkon vybraného palivového proutku se při použití narušených průřezů pohyboval v rozmezí od 0,9995 do 1,0006.

## Seznam literatury a informačních zdrojů

- [1] ZEMAN, Jaroslav. *Reaktorová fyzika I. Vyd. 2. přeprac. Praha: Vydavatelství ČVUT, 1999. ISBN 80-01-01933-0.*
- [2] KROUPA, Martin. *Jaderná, subjaderná a atomová fyzika. České Budějovice, 2002. Jihočeská universita.*
- [3] *Ionizující záření kolem nás – proč je člověk vystaven radiaci po celý život [online]. (3) [cit. 2018-12-28]. Dostupné z: <http://atominfo.cz>*
- [4] DŘÍMAL, Jiří, David TRUNEC a Antonín BRABLEC. *ÚVOD DO METODY MONTE CARLO [online]. 2006, 102 [cit. 2018-12-31]. Dostupné z: <http://www.physics.muni.cz/~trunec/mc.pdf>*
- [5] LEPPÄNEN, Jaakko. *Development of a New Monte Carlo Reactor Physics Code [online]. Helsinki University of Technology: VTT Technical Research Centre of Finland 2007, 2007 [cit. 2018-12-31]. ISBN 978-951-38-7019-5.*
- [6] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. *MCNPTM—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code. 2000, 724 s. Dostupné z: <http://library.lanl.gov/cgi-bin/getfile?00818065.pdf>*
- [7] REARDEN, B. T. a M.A. JESSEE. *Scale code system: Version 6.2.3 [online]. UT-BATTELLE, LLC. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2018 [cit. 2019-01-18].*
- [8] SCALE. *Oak Ridge National Laboratory [online]. Oak Ridge [cit. 2019-01-19]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/content/search-results?#stq=SCALE%20capabilities&stp=1>*
- [9] VAN KRUCHTEN, T.J.G. *Calculating the variance of keff over neutron chains in Monte Carlo criticality calculations [online]. Netherlands, 2013 [cit. 2019-02-26]. Dostupné z: <https://d1rkab7tlqy5f1.cloudfront.net/TNW/Afdelingen/Radiation%2>*
- [10] BROWN, Forrest B. *K-effective of the World” and Other Concerns for Monte Carlo*

*Eigenvalue Calculations [online]. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory [cit. 2019-02-27]. Dostupné z: <http://www.aesj.or.jp/publication/pnst002/data/738-742.pdf>*

[11] SCHEBEN, Fynn. *Iterative Methods for Criticality Computations in Neutron Transport Theory [online]. B.m., 2011. University of Bath. Dostupné z: <http://opus.bath.ac.uk/27837/>*

[12] BOWMAN, S. M. *KENO-VI Primer: A Primer for Criticality Calculations with SCALE/KENO-VI Using GeeWiz. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2008.*

[13]. REARDEN, B.T. a M.A. JESSEE. *SCALE Code System B. Oak Ridge: Oak Ridge National laboratory, 2018*

[14] FOX, P. B. a L. M. PETRIE. *Validation and Comparison of KENO V.a and KENO-VI [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 2002 [cit. 2019-02-27]. Dostupné z: <https://info.ornl.gov/sites/publications/Files/Pub57072.pdf>*

[15] HORÁK, Jakub. *Porovnání různých druhů jaderných elektráren [online]. Praha, 2018 [cit. 2019-03-07]. Dostupné z: <https://dspace.cvut.cz/bitstream/handle/10467/72974/F3-BP2017HorakJakubPorovnani%20ruznych%20druhu%20jadernych%20elektraren.pdf?sequence=1&isAllowed=y>. Bakalářská práce. České vysoké učení technické v Praze.*

[16] *Technické provedení JE Temelín. ČEZ [online]. [cit. 2019-03-07]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektřiny/jaderna-energetika/jaderne-elektřarny-cez/ete/technologie-a-zabezpečeni/8.html#2>*

[17] RAČEK, CSC., doc. Ing. Jiří. *Jaderné elektrárny [online]. Brno, 2013 [cit. 2019-03-07]. Dostupné z: [http://www.ueen.feec.vutbr.cz/cz/images/stories/OPVK\\_ePower/MJEL/Ucebni\\_text\\_MJEL.pdf](http://www.ueen.feec.vutbr.cz/cz/images/stories/OPVK_ePower/MJEL/Ucebni_text_MJEL.pdf). VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ.*

[18] *Criticality Safety [online]. Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory [cit. 2019-03-19]. Dostupné z: <https://www.ornl.gov/team/scale/infrastructure-development>*



- [19] KRÝSL, Václav, Pavel MIKOLÁŠ, Daniel SPRINZL a Jiří ŠVARNÝ. *PROPOSAL OF 'FULL-CORE' VVER-1000 CALCULATION BENCHMARK* [online]. Plzeň: ŠKODA JS [cit. 2019-05-28].
- [20] VESELÝ, Pavel a Svatobor ŠTECH. Nové palivo TVSA-T v Temelíně. *Bezpečnost jaderné energie*. 2010, **18**(11/12).
- [21] SCHWERER, O. *Nuclear data libraries and services: Nuclear data section* [online]. Vienna: International atomic energy agency, 2001, , 20 [cit. 2019-04-02].
- [22] OKA, Yoshiaki. *Nuclear reactor design*. Tokyo: Springer, 2014. *Advanced course in nuclear engineering*. ISBN 978-443-1548-973.
- [23] PIROUZMAND, Ahmad a Fatemeh MOHAMMADHASANI. *Multi-Group Neutron Cross Sections and Scattering Matrix Calculations Via Monte Carlo Method* [online]. 2015, , 6 [cit. 2019-04-04]. Dostupné z: <http://dergipark.gov.tr/download/article-file/385749>
- [24] *Power Distribution in Conventional Reactors*. *Nuclear Power*[online]. [cit. 2019-04-14]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/power-distribution-conventional-reactors/>
- [25] *Heat Generation*. *Nuclear Power* [online]. [cit. 2019-04-14]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/power-distribution-conventional-reactors/>
- [26] *Reactor Thermal Power*. *Nuclear Power* [online]. [cit. 2019-04-14]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/neutron-diffusion-theory/reactor-thermal-power/>
- [27] *THE NEUTRON TRANSPORT EQUATION* [online]. , 41 [cit. 2019-04-15]. Dostupné z: [https://www.engr.psu.edu/cde/courses/nuce521/nuce521\\_chapter1\\_reading.pdf](https://www.engr.psu.edu/cde/courses/nuce521/nuce521_chapter1_reading.pdf)

- [28] KELSEY, Charles a Anil K. PRINJA. *MULTIGROUP AND COUPLED FORWARD-ADJOINT MONTE CARLO CALCULATION EFFICIENCIES FOR SECONDARY NEUTRON DOSES FROM PROTON BEAMS* Charles KelseyCharles KelseyAnil K. PrinjaAnil K. Prinja [online]. 2011 [cit. 2019-04-17]. Dostupné z: [https://www.researchgate.net/publication/266000625\\_MULTIGROUP\\_AND\\_COUPLED\\_FORWARDADJOINT\\_MONTE\\_CARLO\\_CALCULATION\\_EFFICIENCIES\\_FOR\\_SECO\\_NDARY\\_NEUTRON\\_DOSES\\_FROM\\_PROTON\\_BEAMS](https://www.researchgate.net/publication/266000625_MULTIGROUP_AND_COUPLED_FORWARDADJOINT_MONTE_CARLO_CALCULATION_EFFICIENCIES_FOR_SECO_NDARY_NEUTRON_DOSES_FROM_PROTON_BEAMS)
- [29] BROWN, Forrest B. *K-effective of the World” and Other Concerns for Monte Carlo Eigenvalue Calculations* [online]. Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2011, , 5 [cit. 2019-04-19]. Dostupné z: <http://www.aesj.or.jp/publication/pnst002/data/738-742.pdf>
- [30] *Mikroskopický účinný průřez. Jaderné informace* [online]. 2012 [cit. 2019-05-05]. Dostupné z: <https://jaderneinfo.webnode.cz/news/mikroskopicky-ucinny-prurez/>
- [31] KRÝSL, Václav, Pavel MIKOLÁŠ, Daniel SPRINZ, Jan VIMPEL a Jiří závorka. *Reference solution of FULL-CORE VVER-1000 calculation benchmark. AER Working Groups A&B .Pilsen, 2019, 16 - 17 April* [cit. 2019-05-28].
- [32] KRÝSL, Václav, Pavel MIKOLÁŠ, Daniel SPRINZL a Jiří ŠVARNÝ. *FULL-CORE VVER-1000 calculation benchmark .Finland: Symposium AER, 2016, 10-14 October* [cit. 2019-05-28].

## Přílohy

Tabulka A.1. - Rozměrová a materiálová specifikace PS použitých v modelu FULL-CORE [19]

Parameter	Quantity
FA pitch [cm]	23.6
The number of fuel pins in TVSA-T	312
The lattice pitch in FA, [cm]	1.275
Nominal outer diameter TVSA-T, [cm]	23.48
The number of guiding tubes	18
Material of guiding tube	E-635
Guiding tube outer diameter, [cm]	1.26
Guiding tube inner diameter, [cm]	1.09
The number of grids	0
Material of central tube	E-635
Central tube outer diameter, [cm]	1.30
Central tube inner diameter, [cm]	1.10
Material of fuel pellet	UO <sub>2</sub>
Material of TVEG pellet	UO <sub>2</sub> + Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
Weight ratio of Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> in fuel TVEG, [%w Gd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> ]	5.0
Fuel enrichment by U <sup>235</sup> in TVEG fuel [%w U <sup>235</sup> ]	3.3 (2.4 / A30E9)
Material of fuel pin cladding (TVEL, TVEG)	E-110
Cladding outer diameter (TVEL, TVEG), [cm]	0.91
Cladding inner diameter (TVEL, TVEG), [cm]	0.773
Fuel column height (TVEL, TVEG) in cold state [cm]	infinity
Fuel density of the pellet (TVEL), [g UO <sub>2</sub> /cm <sup>3</sup> ]	10.376
Fuel density of the pellet (TVEG), [g UO <sub>2</sub> /cm <sup>3</sup> ]	9.799
Temperature of all materials, [K]	600
Fuel pellet outer diameter, [cm]	0.76
Fuel pellet inner diameter, [cm]	0.12
The number of angle pieces in TVSA-T	6
Angle piece width [cm]	2*2.5
Thickness of the edge [cm]	0.065
The edge material	E-635
<b>Material E110</b>	
Density [g /cm <sup>3</sup> ]	6,55
Composition ([%w]) Zr(98,76)+Nb(1,00)+O(0,10)+Fe(0,07)+Hf(0,01)+Ni(0,02)+Cr(0,02)+C(0,02)	
<b>Material E635</b>	
Density [g /cm <sup>3</sup> ]	6,53
Composition ([%w]) Zr(98,46)+Nb(1,00)+Fe(0,40)+O(0,07)+Ni(0,02)+Cr(0,02)+C(0,02)+Hf(0,01)	

Tabulka A.2. - Základní parametry modelu FULL-CORE [19]

Parameter	Quantity
The lattice of FAs pitch [cm]	23.6
The number of FAs (see Fig. 1a)	163
<b>The core basket, core barrel and reactor vessel</b>	
Material	steel
Density [g /cm <sup>3</sup> ]	8.0
Composition ([%w]) Fe(68.515)+Cr(18.000)+Ni(10.000)+Mn(2.000)+Si(0.800)+Ti(0.550)+C(0.080) +P(0.035)+S(0.020)	
<b>Coolant</b>	
Content of absorbing material in coolant [g of H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> /kg of mixture]	5.8
Density [g /cm <sup>3</sup> ] (for temperature 600 K and pressure 15.7 MPa)	0.661801
Composition ([%w]) H <sub>2</sub> O (99.42)+H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub> (0.58)	
<b>Concentric dimensions of „FULL-CORE“ external part (Fig. 1)</b>	
Steel core basket outer radius [cm]	173.5
Steel core barrel inner radius [cm]	174.5
Steel core barrel outer radius [cm]	181.0
Outer radius of the model (the inner radius of reactor vessel) [cm]	206.8

Tabulka A.3. - Izotopové kompozice palivových materiálů bez Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> [19]

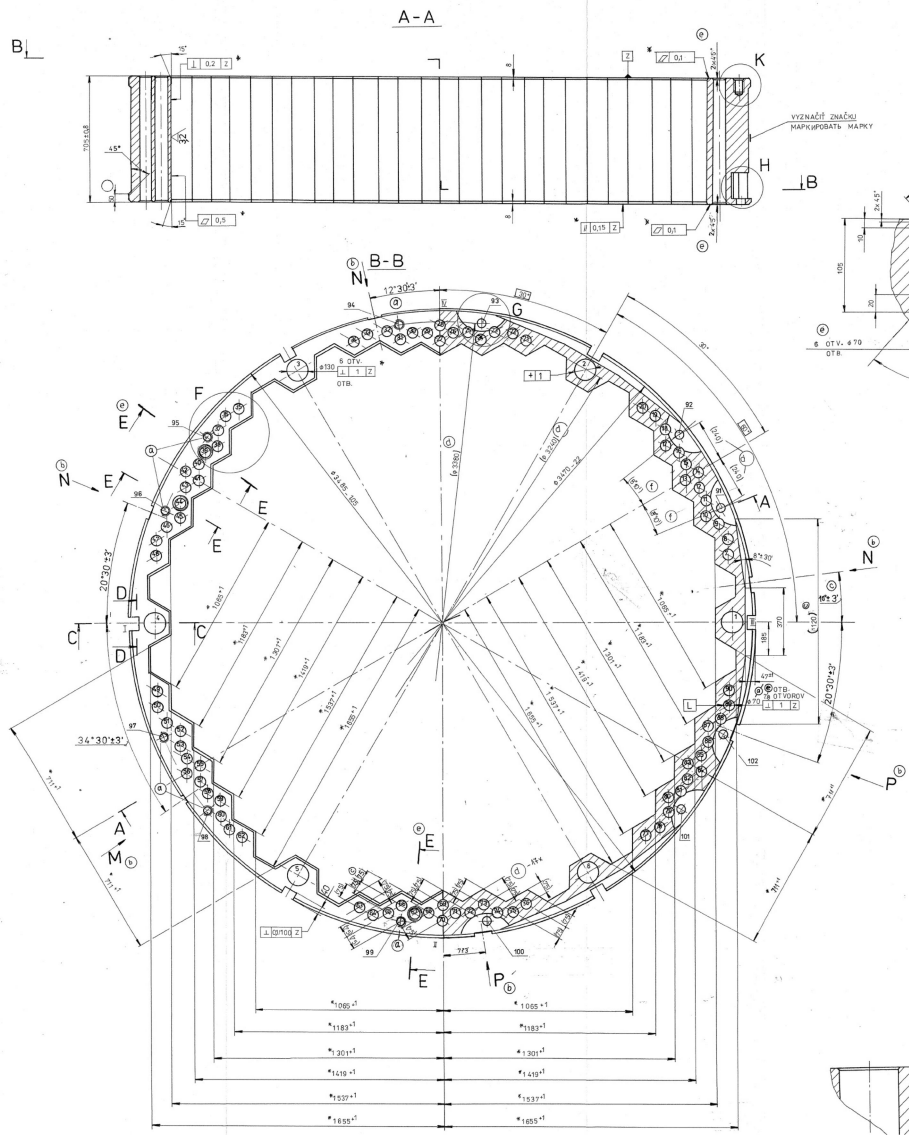
Nuclei densities for different enrichment fuel pellets [1/cm <sup>3</sup> ]						
enrichment U <sup>235</sup> [%] isotopic composition	1,3	2,0	3,0	3,3	3,6	4,0
O	4.62870E+22	4.62907E+22	4.62960E+22	4.62975E+22	4.62991E+22	4.63012E+22
U <sup>234</sup>	2.44776E+18	3.76574E+18	5.64852E+18	6.21334E+18	6.77816E+18	7.53124E+18
U <sup>235</sup>	3.04663E+20	4.68707E+20	7.03050E+20	7.73352E+20	8.43652E+20	9.37386E+20
U <sup>238</sup>	2.28364E+22	2.26729E+22	2.24393E+22	2.23692E+22	2.22991E+22	2.22057E+22

Tabulka A.4. - Izotopové kompozice palivových materiálů s Gd<sub>2</sub>O<sub>3</sub> [19]

Nuclei densities for different enrichment fuel pellets [1/cm <sup>3</sup> ]		
enrichment U <sup>235</sup> [%] isotopic composition	2,4	3,3
O	4.62881E+22	4.62925E+22
U <sup>234</sup>	4.26750E+18	5.86773E+18
U <sup>235</sup>	5.31160E+20	7.30334E+20
U <sup>238</sup>	2.13235E+22	2.11249E+22
Gd <sup>154</sup>	3.73548E+19	3.73548E+19
Gd <sup>155</sup>	2.53601E+20	2.53601E+20
Gd <sup>156</sup>	3.50758E+20	3.50758E+20
Gd <sup>157</sup>	2.68166E+20	2.68166E+20
Gd <sup>158</sup>	4.25639E+20	4.25639E+20

Tabulka A.5. - Izotopové kompozice konstrukčních materiálů [19]

<b>Densities of design materials [1/cm<sup>3</sup>]</b>		
<b>material / isotopic composition</b>	<b>E-110</b>	<b>E-635</b>
Zr	4.27036E+22	4.24438E+22
Nb	4.24582E+20	4.23285E+20
O	2.46677E+20	1.72147E+20
Fe	4.94441E+19	2.81675E+20
C	6.56812E+19	6.54807E+19
Cr	1.51724E+19	1.51261E+19
Ni	1.34410E+19	1.33999E+19
Hf <sup>174</sup>	3.62837E+15	3.61729E+15
Hf <sup>176</sup>	1.16806E+17	1.16449E+17
Hf <sup>177</sup>	4.13756E+17	4.12492E+17
Hf <sup>178</sup>	6.00743E+17	5.98908E+17
Hf <sup>179</sup>	3.03083E+17	3.02158E+17
Hf <sup>180</sup>	7.72022E+17	7.69665E+17
<b>material / isotopic composition</b>	<b>Design material of core radial reflector („steel“)</b>	
Fe	5.91086E+22	
Cr	1.66781E+22	
Ni	8.20823E+21	
Mn	1.75387E+21	
Si	1.37231E+21	
Ti	5.53547E+20	
C	3.20885E+20	
P	5.44392E+19	
S <sup>32</sup>	2.86302E+19	
S <sup>33</sup>	2.22101E+17	
S <sup>34</sup>	1.19705E+18	
S <sup>36</sup>	5.35792E+15	
<b>material / isotopic composition</b>	<b>coolant</b>	
H	4.42172E+22	
O	2.21085E+22	
B <sup>10</sup>	8.38655E+18	
B <sup>11</sup>	3.37536E+19	



Obr. A.1. – Radiální reflektor reaktoru VVER-1000