

**ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ**

Katedra elektroenergetiky a ekologie

DIPLOMOVÁ PRÁCE

**Validace výpočetního kódu Serpent pro výpočty
podkritičnosti**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická
Akademický rok: 2019/2020

ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE (projektu, uměleckého díla, uměleckého výkonu)

Jméno a příjmení: **Bc. Zdeněk ŠONKA**
Osobní číslo: **E17N0021K**
Studijní program: **N2644 Aplikovaná elektrotechnika**
Studijní obor: **Aplikovaná elektrotechnika**
Téma práce: **Validace výpočetního kódu Serpent pro výpočty podkritičnosti**
Zadávající katedra: **Katedra elektroenergetiky a ekologie**

Zásady pro vypracování

Výpočetní kódy v bezpečnostních analýzách podkritičnosti musí být validované vůči benchmarkům z mezinárodní databáze ICSBEP, tj. je určena systematická chyba koeficientu násobení. Cílem práce je analýza možnosti použití nového výpočetního kódu Serpent pro reaktory typu VVER. Popis databáze ICSBEP, modelování a výpočet vybraných benchmarkových úloh s palivem VVER transportním kódem Serpent a modelový příklad analýzy podkritičnosti pro demonstraci použití systematické chyby výpočetního kódu.

1. Seznamte se s výpočetním kódem Serpent a s metodikou výpočtů kritičnosti.
2. Proveďte srovnání výpočtů kritičnosti vybraných benchmarkových úloh z databáze ICSBEP. Zaměřte se na srovnání paliv různých obohacení a typů paliva.
3. Stanovte systematickou chybu výpočetního kódu Serpent pro reaktory s palivem TRISO pro různé knihovny jaderných dat (ENDF/B, JEFF, JENDL, BROND). Srovnajte ji se známou systematickou chybou pro palivo VVER.

Rozsah diplomové práce: **40 – 60 stran**
Rozsah grafických prací: **podle doporučení vedoucího**
Forma zpracování diplomové práce: **tištěná/elektronická**

Seznam doporučené literatury:

1. J. Leppänen, Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code, Users Manual, 2015.
2. International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments, NEA/NSC/DOC(95)03, 2014.
3. J. C. Dean, R. W. Tayloe, Guide for Validation of Nuclear Criticality Safety Computational Methodology, NUREG/CR-6698, 2001.
4. P. Dostál, Validace programu MCNP pro výpočty kritických parametrů reaktoru VR-1, diplomová práce, FJFI ČVUT v Praze, 2010.

Vedoucí diplomové práce: **Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.**
Katedra elektroenergetiky a ekologie

Datum zadání diplomové práce: **4. října 2019**
Termín odevzdání diplomové práce: **28. května 2020**




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

L.S.


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

V Plzni dne 4. října 2019

Abstrakt

Předkládaná diplomová práce pojednává o využití a validaci výpočetního kódu Serpent pro výpočty podkritičnosti a dále pro stanovení systematické chyby pro reaktory s palivem TRISO, kterou by následně bylo možné porovnat se systematickou chybou pro reaktory VVER. V práci jsou nastíněny základy reaktorové fyziky, dále pak popsány příkazy kódu Serpent a nastíněno fungování reaktoru HTGR, který je nejtypičtějším reaktorem využívajícím palivo TRISO. Vybrané úlohy s palivem TRISO jsou namodelovány pro získání systematické chyby a následně je tato chyba porovnána s chybou pro reaktory VVER.

Klíčová slova

Serpent, TRISO, keff, koeficient násobení, systematická chyba, validace, VVER

Abstract

This diploma thesis deals with the use and the validation of Serpent computation code for criticality safety calculations and for the determination of the systematic bias for TRISO fuel reactors, which could then be compared with the systematic bias for VVER reactors. The work outlines the basics of reactor physics, then describes Serpent code input and outlines the operation of the HTGR reactor, which is the most typical reactor using TRISO fuel. Selected tasks with TRISO fuel are modeled to obtain a systematic bias and that is compared with the bias for VVER reactors.

Key words

Serpent, TRISO, keff, multiplication factor, systematic bias, validation, VVER, subcritical

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 diplomové práce, je legální.

.....

podpis

V Plzni dne 4.6.2020

Zdeněk Šonka

Poděkování

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

Obsah

OBSAH	7
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK	9
ÚVOD	11
1 ZÁKLADNÍ VZTAHY A POJMY REAKTOROVÉ FYZIKY	12
1.1 Účinný průřez	12
1.1.1 Mikroskopický účinný průřez	12
1.1.2 Makroskopický průřez	13
1.2 Jaderné reakce	14
1.3 Kroky a procesy štěpné reakce	14
1.3.1 Štěpení tepelnými neutrony	15
1.3.2 Štěpení rychlými neutrony	16
1.3.3 Zpomalování rychlých neutronů	16
1.3.4 Absorpce tepelných neutronů	17
1.4 Koeficient násobení	17
1.4.1 Koeficient násobení v nekonečné soustavě	18
1.4.2 Efektivní koeficient násobení	18
1.5 Reaktivita	18
1.5.1 Koeficienty a efekty reaktivity	19
1.5.2 Provoz na výkonovém a teplotním efektu	21
1.6 Hustota toku neutronů	21
1.7 Výkon jaderného reaktoru	22
1.8 Vyhoření paliva	22
2 PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY	23
2.1 Výběr vhodného plynu	23
2.2 Reaktory typu Magnox, NUGG a AGR	25
2.2.1 Magnox, AGR	25
2.2.2 NUGG	26
2.3 HTGR – vysokoteplotní reaktory a jejich vývoj	27
2.3.1 Palivo pro reaktory HTGR	27
2.3.2 Experimentální vysokoteplotní reaktory	29
2.3.3 Demonstrační elektrárny s reaktorem HTR	32
2.3.4 Informace získané z provozovaných HTR	34
2.3.5 MHTR – modulární HTR	35
2.4 Generace IV v oblasti plynem chlazených reaktorů	39
2.4.1 VHTR	39
2.4.2 GFR	41
3 VÝPOČETNÍ KÓD SERPENT	42

3.1	Syntaxe vstupního souboru	43
3.1.1	Materiály.....	43
3.1.2	Rozhraní (povrchy) materiálů.....	44
3.1.3	Buňky	45
3.1.4	Palivo.....	45
3.1.5	Vytvoření souboru s rozmístěním palivových částic či elementů.....	47
3.1.6	Další příkazy	49
4	VYBRANÉ EXPERIMENTY PRO VALIDACI.....	51
4.1	IEU-COMP-THERM-008.....	52
4.1.1	Popis zařízení	52
4.1.2	Popis benchmarkové úlohy	53
4.2	IEU-COMP-THERM-010.....	58
4.2.1	Popis zařízení	58
4.2.2	Popis benchmarkové úlohy	59
5	POPIS MODELŮ KÓDEM SERPENT A ZHODNOCENÍ VÝPOČTŮ	64
5.1	Popis modelů.....	64
5.2	Diskuze výsledků.....	69
5.2.1	IEU-COMP-THERM-008.....	69
5.2.2	IEU-COMP-THERM-010.....	72
5.3	Zhodnocení.....	74
	ZÁVĚR.....	76
	SEZNAM LITERATURY A INFORMAČNÍCH ZDROJŮ.....	78
	PŘÍLOHY.....	1

Seznam symbolů a zkratek

AGR	Advanced Gas Cooled Reactor
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor
ANSI-C	Jazyk C publikovaný pod hlavičkou ANSI
BISO.....	Bistructual Isotropic
BWR.....	Boiled Water Reactor
BROND	Russian Recommended Evaluated Neutron Data Library
CR1-7	Control Rod 1-7
ENDF	Evaluated Nuclear Data Files
FSV	Fort Saint Vrain
GFR.....	Gas-cooled Fast Reactor
GT-MHR	Gas Turbine-Modular High-temperature Reactor
HT(G)R	High Temperature (Gas-Cooled) Reactor – používáno v obou formách
HTTR	High Temperature Test Reactor
HTR-PM.....	High Temperature Reactor-Pebble-bed Module
ICSBEP	International Criticality Safety Benchmark Evaluation Project
ICT	Intermediate-enriched-uranium Compound Thermal
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion
JENDL.....	Japanese Evaluated Nuclear Data Library
Keff	Efektivní koeficient násobení
KLAK.....	Kanály pro nouzové odstavení reaktoru, které se plní elementy s absorbatorem neutronů
LCT	Low-enriched-uranium Compound Thermal
LIPR1-2.....	Leave In Place Rods 1-2
Magnox	Magnesium non-oxidizing
MCNP	Monte Carlo N-Particle kód
MCU-REA.....	ruský výpočetní kód
MeV	Megaelektrovolt
MHTR	Modular High Temperature Reactor
MR	Manual Rod
NUGG	Natural Uranium Graphite Gas
PBMR.....	Pebble Bed Modular Reactor

PNG..... grafický formát
PWR..... Pressurized Water Reactor
SR1-8 Safety Rod 1-8
Th Thorium
THTR Thorium High Temperature Reactor
TMI Three Mile Island
TRISO Tristructural Isotropic
VHTR..... Very High Temperature Reactor
VVER..... Vodo-vodní energetický reaktor
U..... Uran

Úvod

Jaderná energetika je nedílnou součástí energetického mixu. Její podíl na instalovaném výkonu je ve světě necelých 5 % [7]. Většina nyní provozovaných elektráren, kterou tvoří z velké části tlakovodní reaktory, je však za polovinou své životnosti a výstavba nových elektráren ve světě vázne. Důvodem jsou hlavně ekonomická náročnost výstavby a také obecné povědomí veřejnosti po nehodě v roce 2011, kdy byla japonská elektrárna Fukušima I smetena vlnou tsunami a došlo tak k jedné ze dvou nejhorších jaderných havárií označených na stupnici INES největším stupněm 7 spolu s nehodou v elektrárně Černobyl.

V návaznosti na události v Japonsku začal být vyžadován mnohem větší důraz na bezpečnost elektráren, což vedlo k velkému prodražení projektů jak budoucích, tak stávajících, protože bylo nutno investovat do dalších bezpečnostních prvků. Pozornost se tak začala obracet k novým reaktorům takzvané IV. generace, která by kladla větší důraz na pasivní bezpečnost. Jedním typem z reaktorů 4. generace jsou reaktory chlazené plynem. Tento typ reaktorů je prozatím pouze ve fázi výzkumných reaktorů omezeného výkonu. A právě dva zástupci plynem chlazených reaktorů jsou jedním z témat této práce.

Jako důležitá součást výzkumu v jaderném průmyslu jsou výpočetní kódy. Jejich užitím jsme schopni modelovat procesy v aktivní zóně reaktoru a predikovat tak chování materiálů při procesu štěpení jaderného paliva. Ovšem před tím, než tyto kódy jsou použity v online monitorovacím systému nebo v bezpečnostních analýzách, je nutná jejich validace, aby byl výsledek co nejpřesnější.

Tato práce se zabývá seznámením a aplikací výpočetního kódu *Serpent* na dvou zástupcích plynem chlazených reaktorů. Aplikace na zmíněné zástupce zatím nebyla provedena a dokáže nám odhalit přesnost kódu pro použití na reaktorech daného typu.

Cílem práce je provést validaci metodou výpočtů podkritičnosti a výsledky porovnat s benchmarkovými úlohami. Následně stanovit systematickou chybu aplikace pro vysokoteplotní reaktory s palivem TRISO a srovnat ji se známou chybou pro reaktory VVER.

1 Základní vztahy a pojmy reaktorové fyziky

Pro pochopení procesů probíhajících v srdci jaderné elektrárny – tedy reaktoru je nutné nastínit základy teorie reaktorové fyziky. Tato první část proto vykládá základní pojmy a vztahy, které popisují jaderné reakce a vyhořívání paliva. Touto částí jsem se zabýval již ve své bakalářské práci [6], je odtud částečně převzata a rozšířena o další pojmy, které jsou později v práci zmiňovány.

1.1 Účinný průřez

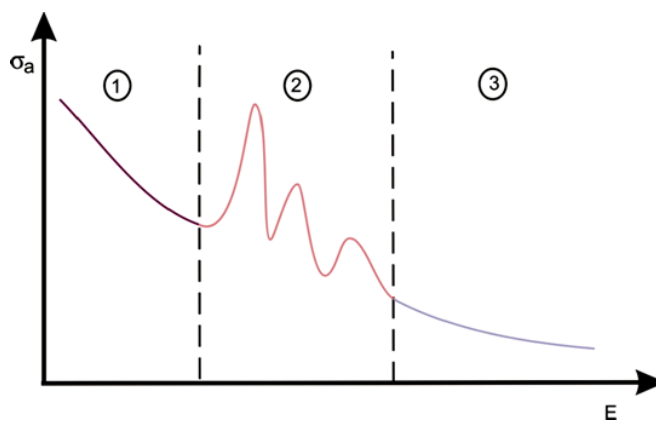
Určuje pravděpodobnost interakcí částic (v tomto případě neutronů) s částicemi terče (atomové jádro). Za interakci považujeme jakoukoliv srážku přecházející v odraz či jadernou reakci. Používáme několik druhů účinných průřezů

1.1.1 Mikroskopický účinný průřez

Vyjadřuje pravděpodobnost srážky jednoho neutronu s jedním jádrem v terčové ploše 1 m^2 kolmé ke směru neutronu. Tuto veličinu značíme řeckým písmenem σ a jeho jednotkou je barn, přičemž platí, že $1 \text{ barn} = 10^{-28} \text{ m}^2$.

$$\sigma = \sigma(E) \quad (1)$$

Z rovnice výše vidíme, že mikroskopický účinný průřez závisí na energii dopadajícího neutronu. Interval energií neutronů v jaderném reaktoru je poměrně široký, od 10^{-2} eV do 10^7 eV . Z hlediska účinných průřezů jej lze rozdělit do 3 oblastí, které jsou zobrazeny na obrázku 1.



Obrázek 1- Závislost účinného průřezu na energii [9]

Graf je rozdělen do tří oblastí [18].

1. Oblast zákona $1/u$ – pomalých (do ~ 1 eV)
2. Rezonanční oblast (~ 1 eV až $\sim 10^3$ eV)
3. Oblast neutronů s vysokou energií – rychlých ($\sim 10^3$ eV až $\sim 10^7$ eV)

Dále dělíme účinný průřez na několik druhů, kde celkový účinný průřez σ_t je součtem všech průřezů dle jednotlivých typů reakcí:

$$\sigma_t = \sigma_a + \sigma_s, \text{ kdy} \quad (2)$$

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c + \sigma_{2n} + \sigma_\alpha \quad a \quad \sigma_s = \sigma_e + \sigma_i \quad (3)$$

- σ_a - účinný průřez pro absorpci
- σ_s - účinný průřez pro rozptyl (σ_e pružný rozptyl, σ_i nepružný rozptyl)
- σ_f - účinný průřez pro štěpení
- σ_c - účinný průřez pro radiační zachycení
- σ_{2n} - účinný průřez pro nepružný rozptyl
- σ_α - účinný průřez pro zachycení neutronu s vysláním nabitě částice

1.1.2 Makroskopický průřez

Vyjadřuje pravděpodobnost interakce mezi všemi jádry, která se nacházejí v krychli s velikostí hrany 1 m, a jedním neutronem procházejícím touto krychlí ve směru kolmém na její stěnu. Tato pravděpodobnost je dána součtem mikroskopických účinných průřezů všech jader, která se nacházejí v jednotce objemu:

$$\Sigma = \sigma * N \quad (4)$$

kde N je počet jader, jednotkou Σ je m^{-1} .

V případě, že látka je složena z více druhů jader, lze makroskopický účinný průřez vyjádřit jako součet všech makroskopických průřezů jednotlivých jader:

$$\Sigma = \sigma_1 * N_1 + \sigma_2 * N_2 + \dots + \sigma_n * N_n \quad (5)$$

1.2 Jaderné reakce

Jde o přeměny jádra jednoho prvku v jiný nuklid nebo v úplně jiný prvek. Dvěma nejznámějšími druhy jsou jaderná syntéza a jaderné štěpení. V prvním případě dochází ke slučování dvou jader lehkých prvků a jejich přeměnu v těžší prvek. Nejtypičtějším příkladem místa jaderné syntézy je naše slunce. V případě jaderného štěpení se jedná o interakci jádra těžkého prvku a lehké částice s různou úrovní energie. Právě energie dané částice má velký význam pro rozdělení jaderných reakcí.

Zápis jaderné reakce

Jaderné reakce lze zapisovat podobně jako reakce chemické:



a...dopadající částice

A...jádro či prvek, na který částice dopadá

b...částice vzniklá z po srážce a vyletující z původního jádra

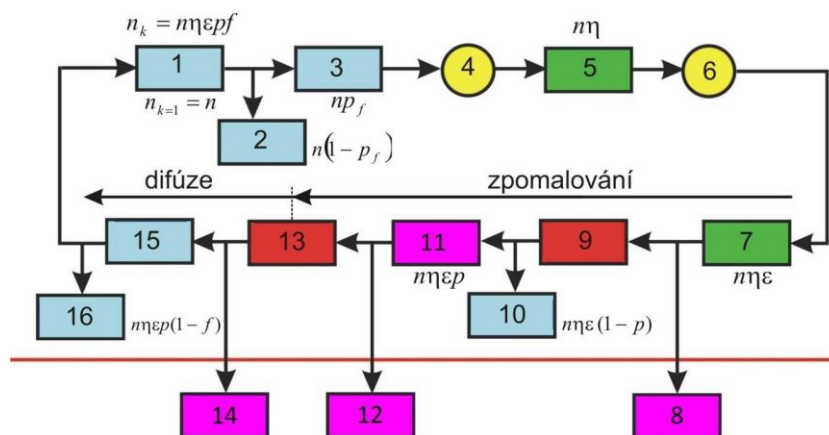
B...nově vzniklé jádro

Při všech jaderných reakcích platí tyto fyzikální zákony:

- Zákon zachování energie a hmoty
- Zákon zachování hybnosti
- Zákon zachování spinu
- Zákon zachování elektrického náboje

1.3 Kroky a procesy štěpné reakce

Následující obrázek č. 2 zobrazuje schéma celého jednoho neutronového cyklu. Každý blok představuje jeden krok, kdy dochází ke změně stavu, zániku či vzniku neutronů.



Obrázek 2- blokové schéma generace neutronů [9]

1. Tepelné neutrony absorbované v palivu
2. Tepelné neutrony absorbované v palivu neštěpně
3. Tepelné neutrony absorbované v palivu a vyvolávající štěpení
4. Štěpení tepelnými neutrony
5. Rychlé neutrony uvolněné při štěpení tepelnými neutrony
6. Štěpení rychlými neutrony
7. Rychlé neutrony uvolněné při štěpení tepelnými a rychlými neutrony
8. Neutrony, které unikly ze soustavy před dosažením rezonanční oblasti
9. Neutrony zpomalené do rezonanční oblasti
10. Neutrony absorbované v rezonanční oblasti
11. Neutrony, které unikly rezonančnímu záchytu
12. Neutrony, které unikly ze soustavy mezi rezonanční a tepelnou oblastí
13. Neutrony zpomalené na tepelnou energii
14. Neutrony, které unikly ze soustavy během difúze
15. Tepelné neutrony absorbované v soustavě
16. Tepelné neutrony absorbované parazitně v jiných materiálech, než je jaderné palivo

1.3.1 Štěpení tepelnými neutrony

Počátečním krokem reakce je vstup n tepelných neutronů (neutrony s nízkou energií) do aktivní zóny a jejich absorpce v palivu znázorněném jako blok č. 1. Počet neutronů, které vyvolají štěpení (blok č. 3) určuje součin $n \cdot p_f$, kde p_f je pravděpodobnost, určující štěpný záchyt tepelných neutronů v palivu. Tuto pravděpodobnost nám vyjadřuje následující rovnice č. 10, jako podíl makroskopického průřezu pro absorpci neutronů v palivu a makroskopického průřezu pro štěpení tepelných neutronů.

$$p_f = \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a} \quad (7)$$

Blok č. 5 prezentuje počet neutronů vzniklých ze štěpné reakce. Je dán součinem $n^*\eta$, kde η je regenerační faktor. Regenerační faktor paliva určuje počet vzniklých rychlých neutronů při pohlcení jednoho tepelného neutronu.

$$\eta = p_f * v \quad (8)$$

kde v je počet nově vzniklých neutronů

1.3.2 Štěpení rychlými neutrony

Po vzniku rychlých neutronů dochází k jejich zpomalování při srážkách s moderátorem, aby se z nich staly opět tepelné neutrony. Může se ale stát, že předtím, než tohoto stavu dosáhnou, tak se srazí s jádrem ^{238}U a rozštěpí jej. Tento jev označujeme jako multiplikační faktor rychlých neutronů a značíme jej písmenem ε .

$$\varepsilon = \frac{\text{počet rychlých n.uvolněných při štěpení všemi n.}}{\text{počet rychlých n.uvolněných při štěpení tepelnými n.}} \quad (9)$$

Tento koeficient nabývá v reaktoru s obohaceným palivem hodnoty $\sim 1,03$ pro heterogenní reaktory. [5]

1.3.3 Zpomalování rychlých neutronů

Následnými srážkami rychlých neutronů s moderátorem dochází k jejich zpomalování. Při každé srážce se skokově snižuje energie neutronu až k energii tepelné. Tato část děje je zobrazena na obrázku č. 1 v druhé oblasti.

Během tohoto děje také dochází k jevu zvanému jako **rezonanční absorpce**, který není žádoucí. Jedná se o to, že neutron se sníženou hladinou energie narazí do jádra ^{238}U , přičemž nemá dostatek energie, aby jej dále rozštěpil, a je absorbován. Určujeme pro něj veličinu známou jako pravděpodobnost vyhnutí se rezonančnímu zachycení p .

$$p = \frac{\text{počet rychlých n.neabsorbovaných při zpomalování}}{\text{počet všech rychlých n.}} \quad (10)$$

Celkový počet neutronů zpomalených poté na hladinu tepelných neutronů lze vyjádřit jako součin $p \cdot \epsilon \cdot \eta \cdot n$. Při zpomalování neutronů významnou částí pomáhá takzvaný Dopplerův jev, při kterém dochází k přeskoku rezonanční oblasti rovnou do oblasti tepelné.

1.3.4 Absorpce tepelných neutronů

Ne všechny elektrony zpomalené na tepelnou hladinu se nakonec srazí s palivem. Dochází k absorpci i v ostatních materiálech aktivní zóny reaktoru – konstrukční materiál, moderátor, chladivo. Všechny tyto záchyty můžeme označit jako parazitní, protože nepodporují další štěpení. Poměr tepelných neutronů zachycených v palivu k počtu všech absorbovaných neutronů nazýváme koeficient využití tepelných neutronů f .

$$f = \frac{\text{počet tepelných } n \text{ pohlcených v bloku 1}}{\text{počet všech absorbovaných tepelných } n} \quad (11)$$

1.4 Koeficient násobení

Při reakci štěpení ^{235}U nám vznikají 2-3 nové neutrony. Tyto neutrony však nejsou schopny ihned štěpit další jádra uranu. Musí překonat velkou řadu překážek na cestě k další štěpné reakci. Z původních 2-3 neutronů dosáhne svého cíle necelá polovina. Ostatní jsou absorbovány v neštěpném materiálu (moderátoru), další štěpnou reakci nevyvolají ani po narázu do štěpného materiálu, popřípadě úplně opustí aktivní zónu reaktoru. Koeficient násobení nám určuje právě daný poměr jedné generace neutronů vůči generaci neutronů následující. Pro samočinné udržení průběhu štěpné reakce je třeba, aby koeficient násobení byl alespoň jedna.

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}} \quad (12)$$

Rozlišujeme 3 různé stavy popisující aktuální stav štěpné reakce v reaktoru:

- $k > 1$ nadkritický stav, počet neutronů v každé generaci lavinově roste
- $k = 1$ kritický stav, ideální případ kdy se reakce udržuje na konstantní hladině
- $k < 1$ podkritický stav, pro udržení reakce je třeba neutrony dodávat z vnějšího zdroje

1.4.1 Koeficient násobení v nekonečné soustavě

V ideálním případě uvažujeme reaktor s nekonečnými rozměry. V takovém reaktoru nemůže dojít k úniku neutronů z aktivní zóny reaktoru. Koeficient násobení v nekonečné soustavě je tak větší než koeficient násobení v reálných podmínkách. Ten poté můžeme vyjádřit vztahem:

$$k_{\infty} = \frac{n \cdot \eta \cdot p \cdot f \cdot \epsilon}{\beta} = \eta p f \epsilon \quad (13)$$

Můžeme jej nazývat též multiplikační koeficient.

1.4.2 Efektivní koeficient násobení

Vzhledem k tomu, že reálný reaktor má určené (není nekonečný) rozměry, je třeba zavést pojem efektivní koeficient násobení k_{eff} . Při určování efektivního koeficientu respektujeme pravděpodobnost úniku neutronů ze soustavy během zpomalování a difúze. Tuto pravděpodobnost značíme P a můžeme ji rozdělit na P_1 a P_2 , kdy pravděpodobnost P_1 vyjadřuje pravděpodobnost, že neutrony neuniknou ze soustavy během zpomalování a P_2 , že neutrony neuniknou ze soustavy během difúze. Výsledný efektivní koeficient násobení tedy spočítáme dle vztahu č. 15:

$$k_{eff} = k_{\infty} \cdot P_1 \cdot P_2 \quad (14)$$

1.5 Reaktivita

Častěji využívanějším pojmem než efektivní koeficient násobení, je právě reaktivita. Je určena jako poměr přebytku koeficientu násobení Δk_{ef} a efektivního koeficientu násobení. Přebytek koeficientu Δk_{ef} nám určuje relativní přírůstek neutronů.

$$\Delta k_{ef} = k_{ef} - 1 \quad (15)$$

Reaktivitu potom spočteme jako:

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} \quad (16)$$

Jedná se o míru schopnosti udržet řetězovou reakci. Je bezrozměrnou veličinou, ale lze ji vyjádřit i jako desetinné číslo, podílovou jednotku v procentech, pcm, popřípadě jako násobek podílu zpožděných neutronů s jednotkou dolar [\$].

1.5.1 Koeficienty a efekty reaktivity

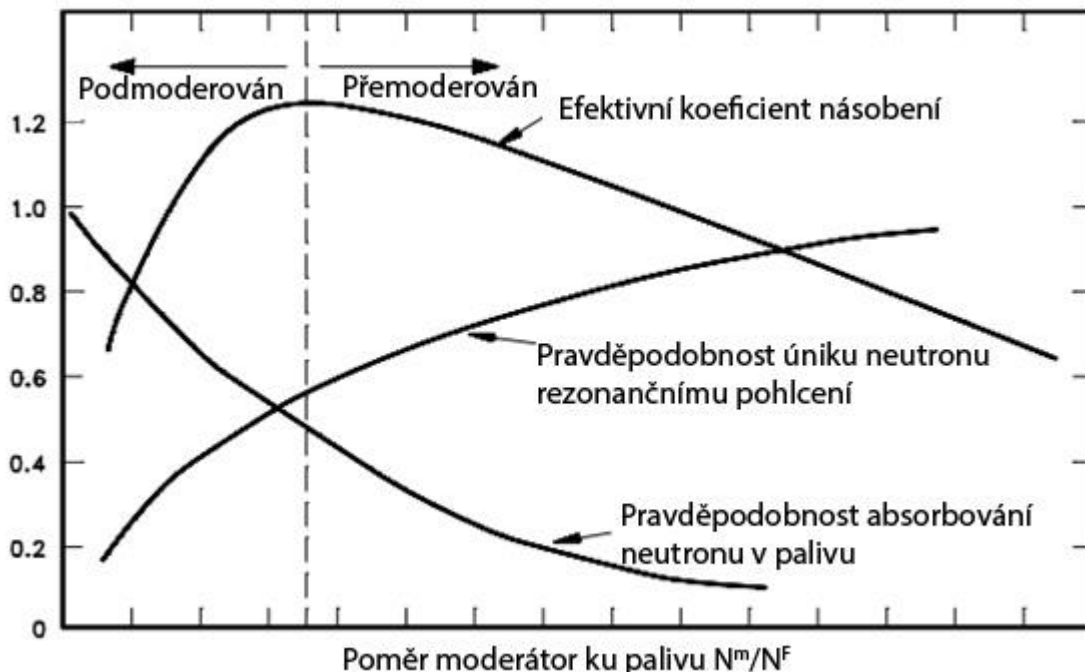
Reaktivita reaktoru může být ovlivněna mnoha faktory (například vyhořením paliva, teplotou, tlakem nebo přidáváním či ubíráním absorbátorů neutronů). Abychom mohli kvantifikovat takové změny s vlivem na reaktivitu v reaktoru, byl vytvořen termín **koeficient reaktivity**. Obecně je koeficient reaktivity definován jako změna reaktivity reaktoru vyvolaná jednotkovou změnou některého fyzikálního parametru (při zachování ostatních charakteristických veličin na téže úrovni beze změny). Nejčastěji rozlišované koeficienty reaktivity jsou od teploty, tlaku – které jsou používány pro všechny typy reaktorů, protože vycházejí z fyzikálních parametrů. Poté je možno mluvit i o dalších koeficientech u konkrétních reaktorů – např. koeficient reaktivity kyseliny borité pro reaktory VVER, koeficient reaktivity chladiva u reaktorů, kde není chladivo zároveň moderátorem. [2,5]

1.5.1.1 Teplotní koeficient reaktivity

Je definován jako změna reaktivity s jednotkovou změnou teploty, jednotkou je pak [pcm/°C] nebo [%/°C]. Důvodem je, že různé materiály v reaktoru mají rozdílné tepelné vlastnosti. Nejvýznamnější dva teplotní koeficienty jsou od teploty moderátoru a teploty paliva. [2,5,10]

Koeficient reaktivity od teploty moderátoru – velikost a znaménko je funkcí poměru moderátor ku palivu. Pokud je reaktor přemoderován, bude mít kladný koeficient reaktivity od teploty moderátoru. Závislost k_{eff} na poměru moderátor ku palivu je možno vidět na obrázku číslo 3. Naopak negativní koeficient reaktivity od teploty moderátoru je žádoucí, protože způsobuje samoregulační efekt – se zvyšující se teplotou v reaktoru klesá reaktivita, což vede ke zpomalování štěpné reakce.

$$\alpha_{T_M} = \frac{\partial \rho}{\partial T_M} \quad (17)$$



Obrázek 3 - Efekt přemoderování a podmoderování reaktoru na keff [5]

Koeficient reaktivity od teploty paliva – je také občas nazýván jako okamžití teplotní koeficient reaktivity, protože zvýšení výkonu reaktoru způsobí okamžitou změnu v teplotě paliva. Proto je negativní hodnota u tohoto koeficientu často považována jako důležitější než negativní koeficient reaktivity od teploty moderátoru, poněvadž přenos tepla z paliva do moderátoru je v řádu jednotek sekund.

$$\alpha_{T_F} = \frac{\partial \rho}{\partial T_F} \quad (18)$$

1.5.1.2 Tlakový koeficient reaktivity

Je definován jako změna reaktivity za jednotku tlaku. Tento koeficient byl definován, protože při zvýšení tlaku dochází ke stlačení moderátoru a tím ke zvýšení hustoty. Proces moderace se tak zlepšuje a zvyšuje se výkon reaktoru. Tlakový koeficient reaktivity má tak ve většině případů kladný přírůstek. U reaktorů moderovaných vodou je však tento koeficient velmi malý vůči koeficientu reaktivity od teploty moderátoru. [2,5,10]

$$\alpha_p = \frac{\partial \rho}{\partial p} \quad (19)$$

1.5.1.3 Efekty reaktivity

Jsou definovány jako celková změna reaktivity v důsledku celkové změny fyzikálního parametru. Nejedná se tedy již o jednotkovou změnu jako v případě koeficientů. [2]

$$\Delta\rho_X = \frac{\partial\rho}{\partial X} * \Delta X \quad (20)$$

kde X značí uvažovanou fyzikální veličinu (tlak, teplotu...).

1.5.2 Provoz na výkonovém a teplotním efektu

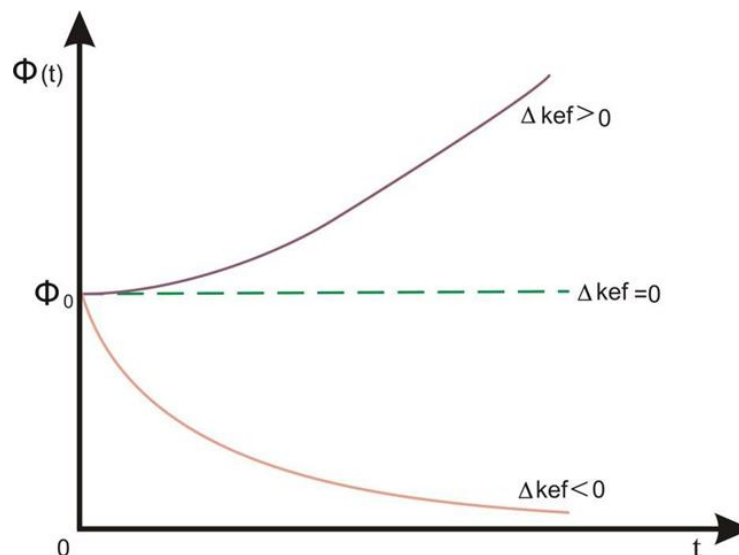
Jedná se o část kampaně, kdy je využíváno záporných koeficientů reaktivity, zpravidla na konci kampaňového cyklu. Snížením teploty a výkonu se za pomoci těchto koeficientů uvolňuje kladná reaktivita, která je využívána pro dosažení delší doby provozu před odstávkou. [10]

1.6 Hustota toku neutronů

Hustotu toku neutronů $\varphi[m^{-2}s^{-1}]$ je definována jako počet neutronů procházející za jednotku času kolmou plochou. Je dána funkcí $\varphi = \varphi(r, \Omega, E, T)$, jejíž úhlovou integrací do všech směrů získáme celkový neutronový tok závislý na energii E a čase t .

$$\varphi(r, E, t) = \int_{4\pi} \varphi(e, E, \Omega, t) d\Omega \quad (21)$$

Na obrázku č. 4 jsou znázorněny 3 stavy, kterých může soustava nabývat, ale vyjádřeny jako závislost hustoty toku neutronů na čase.



Obrázek 4- Časová závislost hustoty toku neutronů v konečné násobící soustavě [9]

- $k > 1$, $\Delta k_{\text{ef}} > 0$, hustota toku neutronů násobně roste v nadkritickém stavu
- $k = 1$, $\Delta k_{\text{ef}} = 0$, hustota toku neutronů se nemění a soustava je ve stavu kritickém
- $k < 1$, $\Delta k_{\text{ef}} < 0$, hustota toku neutronů exponenciálně roste v podkritickém stavu

1.7 Výkon jaderného reaktoru

Výkon jaderného reaktoru $P[W]$ je určen vztahem

$$P = \sum_i E_{f,i} \Sigma_{f,i} \varphi_i V_i \quad (22)$$

kde E_f [eV] vyjadřuje energii získanou ze štěpení jader, Σ_f [m^{-1}] je makroskopický účinný průřez štěpení, φ [$\text{m}^{-2} \text{s}^{-1}$] představuje hustotu toku neutronů a V [m^3] je objem aktivní zóny reaktoru. Písmenko i vyjadřuje jednotlivé oblasti reaktoru a Σ_i představuje celkový součet všech prostorových oblastí

1.8 Vyhoření paliva

Tato veličina nám popisuje energii získanou z jednotkové hmotnosti jaderného paliva m_U [MTU]. Značkou vyhoření je B a jednotkou [GWd/tU] a určuje ji vztah:

$$B = \frac{1}{m_U} \int_t P(t) dt \quad (23)$$

2 Plynem chlazené reaktory

Dnes se ve světě nejčastěji setkáváme s vodou chlazenými reaktory typu BWR a PWR. Ovšem první reaktory na světě byly právě plynem chlazené. Postupem času však plynové chlazení téměř vymizelo, resp. zůstalo s velmi minoritním podílem. Do budoucna se tento způsob chlazení jeví jako velice perspektivní, pro specifické charakteristiky a vlastnosti, které plyny nabízejí. Tato kapitola představuje výhody a konstrukci plynem chlazených reaktorů a elektráren, ale zároveň zohledňuje komplikace, které plyn jako chladivo přináší.

2.1 Výběr vhodného plynu

Druhý reaktor na světě, ve kterém bylo dosaženo kritického stavu, se jmenoval X10 a byl právě plynem chlazený reaktor. Na kritický stav byl uveden v roce 1943 v Oak Ridge. Jako chladivo byl použit všudypřítomný plyn – vzduch.

Je třeba říci, že chlazení reaktoru plynem je částečně zavádějící pojem. Stejně jako u reaktorů využívajících vodu, plyn není v reaktoru, aby chladil, ale jeho primární účel je přenos tepla od paliva, směrem k turbíně, případně k parogenerátoru. Dále plyn v těchto reaktorech neslouží zároveň jako moderátor, nýbrž pouze jako chladivo. Nejčastějším moderátorem v plynem chlazených reaktorech je grafit. Využití plynu dává výhody zmíněné v následujících odstavcích.

Protože hustota plynu je variabilní, jeho operační teplota je nezávislá na tlaku, na rozdíl od reaktorů využívajících lehkou nebo těžkou vodu. Může být tedy použito mnohem vyšší teploty, která je tím pádem omezena pouze materiály okruhu, kde plyn proudí. Tato vlastnost přináší možnost tvorby páry s mnohem lepšími parametry než u současných reaktorů, kde teplota chladiva primárního okruhu je pouze lehce na 300°C.

Další výhodou plynu je zvýšení bezpečnosti. V reaktorech chlazených vodou při zvýšení teploty paliva nebo ztrátě tlaku, dojde ke změně skupenství a výparu chladiva. Plyn díky jeho skupenství už nemůže projít žádnou další změnou a je tak možno s větší jistotou predikovat jeho chování při podmínkách poruchy.

Poslední významnou výhodou je možnost výměny paliva za provozu reaktoru. U plynu totiž nedochází k interakci palivo-plyn, kdy by plyn za určitých okolností přenášel částičky

radioaktivních nuklidů z paliva. Navíc vhodně vybrané plyny mají nízký obsah korozivních látek, což má za následek menší šíření radioaktivity mimo reaktor.

V prvním odstavci této kapitoly bylo zmíněno, že první plynem chlazený reaktor využíval vzduch, ovšem postupem času se hledali jiné vhodné plyny na základě požadovaných vlastností, které jsou především měrné teplo pro dobrý přenos tepla, relativně vysoká hustota pro snadné čerpání plynu a nízká absorpce neutronů, aby se zamezilo zvýšení reaktivity v případě úniku chladiva z reaktoru. Samozřejmostí je také chemická stabilita, dobrá korozní ochrana a v neposlední řadě cena. V tabulce č. 1 je možné přehled nejvhodnějších plynů s jejich parametry.

Tabulka 1 - Vlastnosti vhodných plynů pro chlazení při 300°C [1]

Plyn	Molekulární hmotnost	Hustota při 1bar (kg/m ³)	Měrné teplo při 1bar (kJ/kg °C)	Účinný průřez (barn)
Vzduch	29	0.60	1.0	1.9
Kyslík	32	0.67	1.0	0
Dusík	28	0.58	1.1	2.4
Vodík	2	0.04	14.7	0.4
Helium	4	0.08	5.2	0
CO ₂	44	0.92	1.1	0.003

Z tabulky vyvstaly dva zástupci – oxid uhličitý, který má vysokou hustotu a bylo by tedy snadné jej dobře čerpat a je levný. Bohužel není z chemického hlediska plně inertní na rozdíl od helia, které inertní je, má vysoké měrné teplo, ale je drahé. Oba dva plyny začaly být souběžně používány pro rozdílné typy reaktorů z rodiny plynem chlazených. Oxid uhličitý byl používán pro reaktory se střední teplotou (400-600 °C) a velkými rozměry typu Magnox a AGR (Advanced Gas Cooling Reactor). Helium naopak bylo využíváno v reaktorech kompaktnějších rozměrů s vysokými teplotami až 1000 °C a do budoucna je uvažováno až o 1600°C. Tyto reaktory jsou nazývány HTR, či HTGR (High Temperature Gas-cooled Reactor), resp VHTR (Very High Temperature Reactor). [1,2]

2.2 Reaktory typu Magnox, NUGG a AGR

2.2.1 Magnox, AGR

První komerční reaktory tohoto typu byly postaveny ve Spojeném království v letech 1956 v elektrárně Calder Hall. Jejich účel byl dvojitý, vedle výroby elektrické energie také výroba plutonia pro pozdější využití v armádním průmyslu pro výrobu atomových bomb. Výkon tohoto typu reaktorů se pohyboval od 120 do 590 MWe.

Jedná se o grafitem moderované reaktory s palivem z přírodního uranu. Zkratka Magnox pochází ze spojení magnesium non-oxidizing, což popisuje složení paliva, kde byl kovový uran ve formě tyčí pokryt oxidem magnesia. Chladivem v tomto případě byl právě dříve zmiňovaný oxid uhličitý, který dosahoval teplot na výstupu z reaktoru hodnot mezi 340-410 °C při tlaku do velikosti 2,78 MPa. Výměna paliva v reaktorech byla prováděna za provozu, aby byla zvýšena celková účinnost elektráren, protože tepelná účinnost nebyla nijak vysoká – pouhých 22 %. Postupem času však byla tato účinnost zvyšována, až bylo dosaženo na elektrárně Oldbury, postavené v roce 1968, maximální účinnosti pro typ Magnox 33,6 %. Složení aktivní zóny bylo z grafitových bloků, ve kterých byly umístěny kanálky pro vkládání palivových tyčí. Zóna byla pak umístěna v tlakové nádobě z oceli, či z betonu jako v případě Oldbury. Právě uspořádání reaktoru Oldbury bylo použito následně pro konstrukci typu AGR. Nevýhodou bylo velmi nízké vyhoření paliva o hodnotě 4 GWd/tU, pro srovnání dnešní reaktory VVER dosahují hodnot nad 50GWd/tU. [1,2,4]

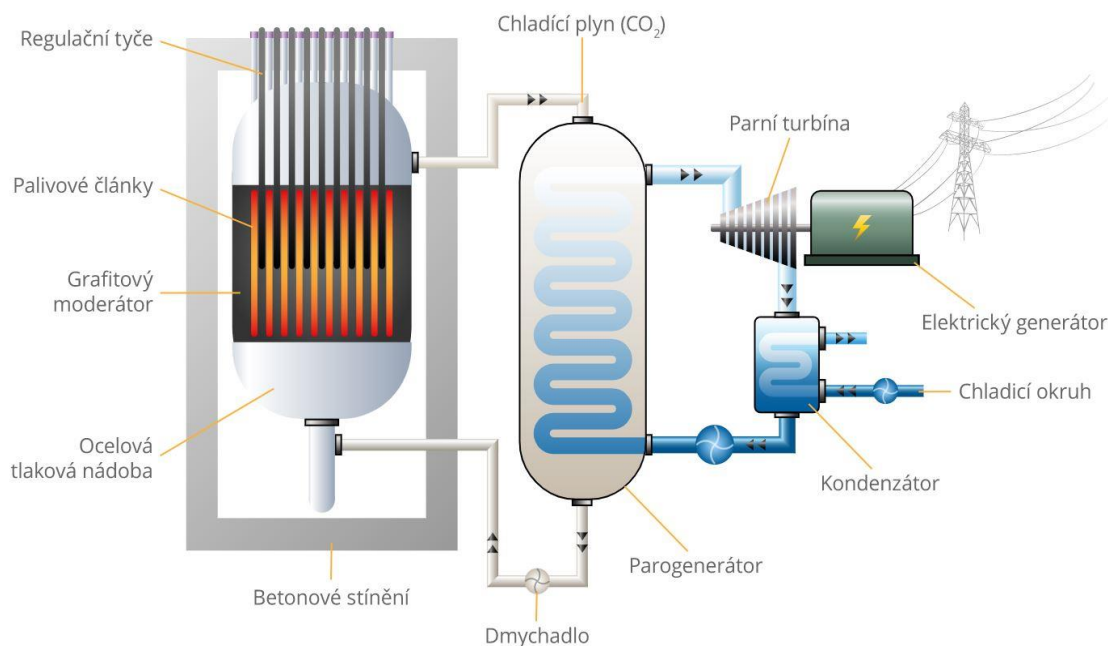
Typ AGR poté používal jako palivo nízko obohacený uran ve formě proutků s pokrytím z nerezové oceli. Díky vylepšené konstrukci paliva bylo možné dosáhnout vyšších teplot, až 650 °C, chladícího plynu na výstupu směrem z reaktoru, což zvyšovalo účinnost elektrárny až ke 42 %. Stejně tak hodnota vyhoření paliva byla navýšena zhruba na čtyřnásobek od reaktorů Magnox. Jejich výkon dosahoval až 1240MWe, ale byl vykoupen enormními rozměry ve srovnání s elektrárnami PWR. Postupem času bylo však zjištěno, že dochází k chemické reakci grafitových struktur s plynem CO₂, což vedlo ke korozi vnitřních struktur reaktorů. Tento problém nebyl nikdy plně vyřešen.

2.2.2 NUGG

Reaktory NUGG byly jakýmsi sourozencem typu Magnox, ale jejich vývoj byl na území Francie. Jejich prvotní účel byl hlavně pro výrobu zbraňového plutonia, později i výroba elektrické energie.

Vyznačovali se stejně jako Magnox obrovskými rozměry nádoby, která byla až 48 metrů vysoká a mohla dosahovat 33 metrů v průměru. Jako moderátor sloužil grafit ve formě válců s kanálky, do který bylo vkládáno palivo. Teplota chladicího plynu na výstupu byla zhruba 400 °C při tlaku 2,9 MPa. Výměna paliva v reaktoru byla za provozu s četností 2-3 kanálků za den. Bohužel tento typ reaktorů, stejně jako typ Magnox, byl neperspektivní z ekonomických důvodů, protože palivo v nich dosahovalo velmi nízkého vyhoření pouze v jednotkách GWd/tU. [1,4]

Nakonec byly typy Magnox, NUGG a AGR opuštěny z důvodu vstupu reaktorů BWR a PWR na trh, protože nabízely lepší provozní a ekonomické vlastnosti. Poslední provozované reaktory AGR jsou nyní v Anglii pod společností EDF a jejich prozatím plánovaný konec životnosti je někdy kolem roku 2030. [11]



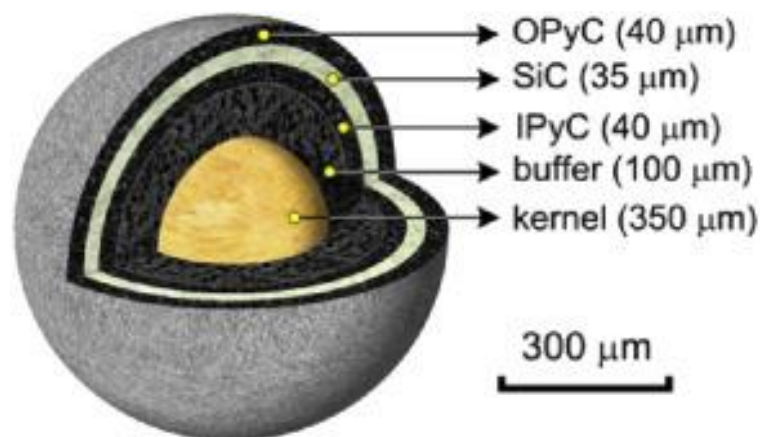
Obrázek 5 - Schéma elektrárny s reaktorem Magnox [33]

2.3 HTGR – vysokoteplotní reaktory a jejich vývoj

V 50. letech 19. století se souběžně s výstavbou reaktorů typu Magnox rozjel výzkum reaktorů, kde jako chladivo byl použit vzácný plyn Helium. Díky jeho charakteristickým vlastnostem, které jsou ukázány v kapitole 2.1 a Tabulce 1, se začalo uvažovat o vyšších provozních teplotách, kterých by za pomoci chemicky velmi stabilní helia šlo dosáhnout. Zároveň s tím však vyvstal problém s konstrukčními prvky paliva, které by vysoké teploty dokázaly zvládnout.

2.3.1 Palivo pro reaktory HTGR

Z důvodu vysokých teplot uvnitř reaktorů HTGR bylo nutné vytvořit speciální palivo, které by těmto teplotám odolávalo. Běžná konstrukce paliva z kovových slitin by teploty kolem tisíce stupňů Celsia nevydržela. V roce 1957 přišel s myšlenkou pokrývání paliva keramickou vrstvou R. Huddle. Do 80. let byly vyvinuty dva typy paliv BISO a TRISO. Jednalo se o drobné palivové částice (fuel particles, či coated particles) s průměrem menším než 1 mm. Částice se skládá z jádra a několika vrstev pokrytí – v případě paliva BISO se jednalo o 2 vrstvy a v případě TRISO paliva o vrstvy 4. Složení paliva TRISO je možné vidět na obrázku č. 7.



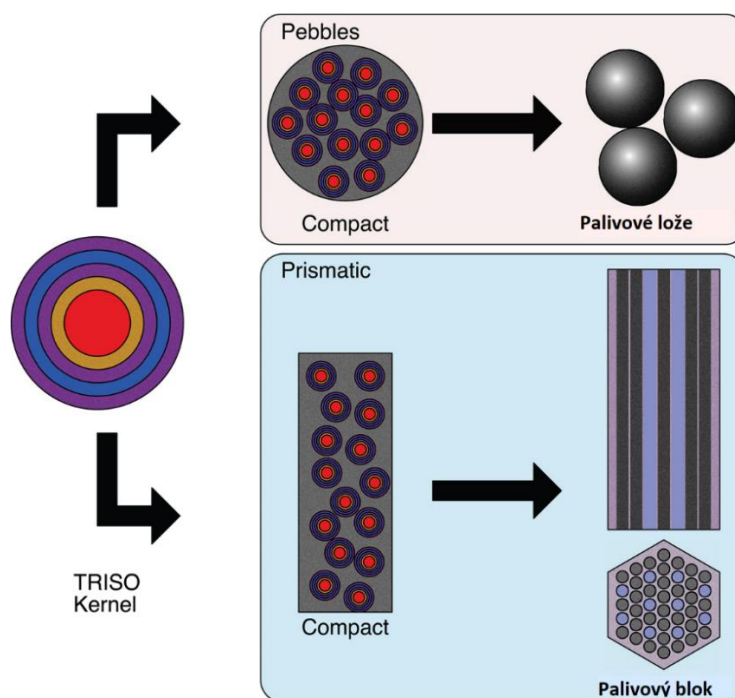
Obrázek 6-Palivová částice TRISO s více vrstvami pokrytí [32]

Po roce 1980 bylo od paliva BISO upuštěno a vývoj se věnoval pouze částicím TRISO z důvodu lepší konstrukce, která dodávala palivu lepší mechanické vlastnosti a efektivněji zamezovala rozptylu štěpných produktů do chladiva. Jako jádro uvnitř částice slouží uran či thorium ve formě $(\text{Th,U})\text{O}_2$, v případě uranu s různými hodnotami obohacení.

Palivové částice pak jsou používány ve dvou formách palivových článků (fuel element).

Prismatic design – Drobné palivové částice jsou v první formě rozptýleny ve větších grafitových válečcích, které jsou následovně vloženy do otvorů palivového bloku a do reaktoru jsou vkládány v celku.

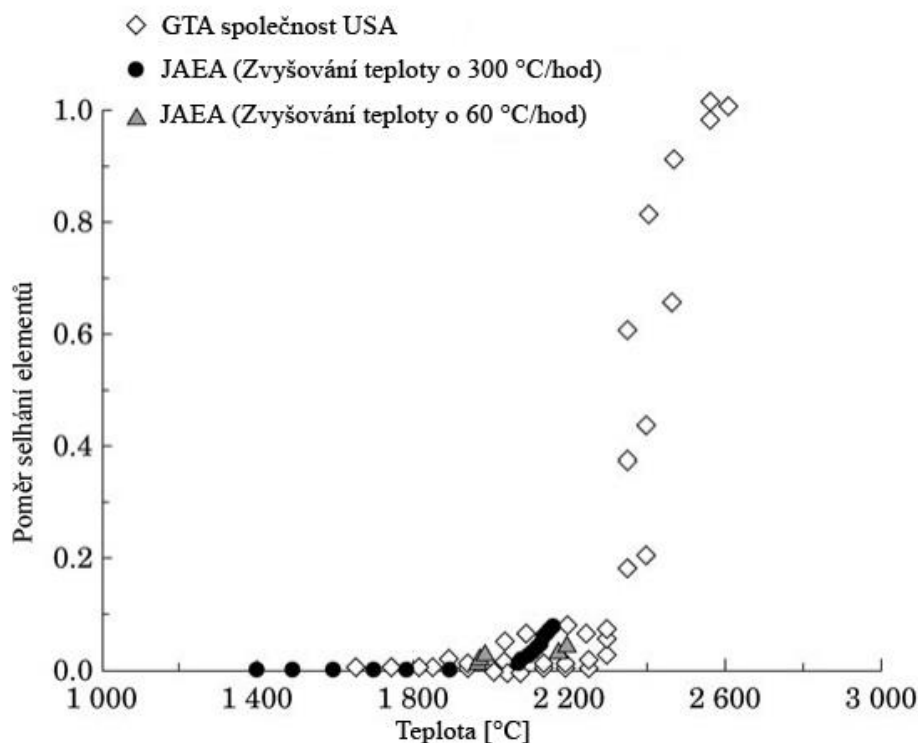
Pebble design – Druhou formou palivových prvků jsou větší koule o průměru několik centimetrů, ve kterých jsou coated particles náhodně rozmístěny. Větší koule jsou také nazývány pebbles (v překladu oblázky). Ty pak do aktivní zóny reaktoru umístěny (vsypány) a vytvoří pebble bed – oblázkové lože, které obsahuje až statisíce palivových elementů dle velikosti daného reaktoru. Velkou výhodou tohoto typu paliva je velmi jednoduchý cyklus výměny paliva za provozu. Vyhořelé pebbles jsou odebírány na spodu reaktoru, je změřena jejich zbývající reaktivita a buď jsou vyřazeny, nebo vráceny z vrchu do reaktoru. V případě vyřazení je vložen do reaktoru pebble čerstvý. [1,2,11]



Obrázek 7 - Uspořádání palivových částic do palivových elementů [31]

Výzkum a testy stanovily maximální teplotní limit, kdy nedochází k narušení integrity jednotlivých palivových částic na 1600°C. Narušením integrity je bráno uvolnění plynů vznikajících jako štěpné produkty uvnitř částice a jejich průchod ven skrze jednotlivé vrstvy pláště. Z obrázku č. 8 [2] je patrné, že úroveň selhání je až do 1800 °C téměř nulová. Od této

hodnoty roste mírně až k hodnotě 2200 °C, kdy přichází hlavní zlom a selhání palivových obalů narůstá velmi významně. Dovolená teplota byla stanovena s ohledem na bezpečnost a odstup vůči zmíněným 1800°C. [2] Stejnou maximální dovolenou teplotu potvrzuje i testování popsané v [11].



Obrázek 8- Závislost selhání palivových částic na teplotě [2]

2.3.2 Experimentální vysokoteplotní reaktory

2.3.2.1 Dragon (UK)

Byl první výzkumným vysokoteplotním reaktorem na světě vůbec. Jednalo se o celosvětový projekt, kterého se účastnilo 12 zemí, který byl uveden do provozu v roce 1964 v anglické lokalitě Winfrith, která sloužila později jako základna pro dalších 8 různých reaktorů. Reaktor sloužil pouze za účelem výzkumu a nikdy nebyl použit k výrobě elektřiny. Jeho výkon byl 20MWt a používal prismatického uspořádání paliva. Právě na něm bylo vyvinuto převážné množství paliv, různého složení, pro vysokoteplotní reaktory včetně paliva BISO a TRISO. Bližší parametry v tabulce č.2. [1,12]

2.3.2.2 AVR (Německo)

Projekt Dragon rozšířil povědomí o designu vysokoteplotních reaktorů, který se jevil jako potenciální cesta. Proto Německo záhy po zprovoznění vystavělo první vysokoteplotní reaktor provozovaný pouze jedním státem – AVR. Ke spuštění reaktoru došlo v roce 1967 a stal se nejdéle provozovaným experimentálním HTR na světě. Za 21 let jeho životnosti byl v provozu více než 122 tisíc hodin. [1,12]

Jednalo se také o vůbec první reaktor využívající design uspořádání paliva do již zmiňovaného pebble bed, který se stal do budoucna hlavní cestou německého výzkumu. Aktivní zóna obsahovala několik set tisíc palivových pebbles. Konstrukce tohoto reaktoru byla poněkud nezvyklá, protože dvouplášťová tlaková nádoba obsahovala jak aktivní zónu, tak parogenerátory. Helium v reaktoru proudilo od shora dolů a dosahovalo teplot 750 °C, které se však v posledních dvou letech povedlo zvýšit až na 950 °C. Zajímavostí je, že v reaktoru bylo dosaženo extrémního vyhoření paliva 150GWd/t, které soudobé reaktory PWR převyšuje pětikrát. [1]

2.3.2.3 Peach Bottom (USA)

Peach Bottom byl snahou americké vlády o vlastní HTR koncept, který byl zprovozněn v roce 1967, stejně jako AVR v Německu. Američané se na rozdíl od Německa rozhodli jít cestou prismatického designu paliva, které bylo velmi podobné tomu v Dragon.

Výkon reaktoru byl 115MWt a sloužil taktéž k výrobě elektřiny s výkonem 40MWe. Během prvního roku došlo k inovaci podoby aktivní zóny, protože původní podoba se neosvědčila. Peach Bottom dodal Američanům velmi dobré výhledy pro nový směr jejich jaderné energetiky, a proto se rok po jeho uvedení rozhodli pro výstavbu většího reaktoru Fort St Vrain. Ukončení provozu přišlo velmi brzy, už v roce 1974, z důvodu uvedení Fort St Vrain do provozu. [1,12]

2.3.2.4 HTTR-30 (Japonsko)

Projekt Japonska na výstavbu vysokoteplotního reaktoru přišel dlouho po prvních experimentálních reaktorech v Anglii, USA a Německu. První spuštění bylo až v roce 1998. Primárním cílem výzkumu na HTTR není produkce elektřiny, nýbrž výroba tepla

pro následnou tepelně-chemickou produkci vodíku. Reaktor prošel již fází testování bezpečnosti a byl úspěšně provozován na plném výkonu po dobu 50 dní.

Konstrukce využívá prismatickou formu paliva a nejvyšší dosažená teplota chladiwa na výstupu je 950°C. Další parametry jsou uvedeny v tabulce č. 2. [1,12,14]

2.3.2.5 HTR-10 (Čína)

Reaktor HTR-10 byl poprvé spuštěn v roce 2000 v Číně a je neustále v provozu. Výzkum na něm je základem pro nový modulární reaktor HTR-PM (High Temperature Reactor-Pebble-bed Module), který je momentálně ve výstavbě a bude prvním spuštěným reaktorem generace IV. Podrobnější popis je proveden v kapitole 4.2, kde je popis benchmarkové úlohy, která byla předmětem aplikace výpočetního kódu *Serpent*.

Tabulka 2-Srovnání parametrů experimentálních reaktorů [1,14,15]

Parametr	Dragon	Peach Bottom	AVR	HTRR	HTR-10
Začátek/konec provozu	1965/1975	1967/1974	1966/1988	1998 -	2000 -
Tepelný výkon [MWt]	20	115	46	30	10
Elektrický výkon [Mwe]	-	40	15	-	-
Tlak He [bary]	20	24	11	40	30
Vstupní teplota He [°C]	350	340	260	385	350
Výstupní teplota He [°C]	750	715	950	950	900
Průměr aktivní zóny [m]	1,1	2,8	3		1,8
Výška aktivní zóny [m]	1,6	2,3	3		1,97
Hustota výkonu [MW/m ³]	14	8,3	2,2	2,5	2
Forma paliva	Prismatická	Prismatická	Pebble	Prismatická	Pebble
Palivový cyklus	Různé	U/Th	U/Th	U	U

2.3.3 Demonstrační elektrárny s reaktorem HTR

Úspěšný provoz experimentálních jednotek v USA a Německu uspil výstavbu prvních dvou demonstračních elektráren s výkonem přes 300 MWe. Jejich parametry jsou uvedeny v tabulce č. 3.

Tabulka 3-Parametry demonstračních jednotek

Reaktor	THTR-300	Fort St. Vrain
Země	SRN	USA
Rok uveden do provozu/ukončení	1983/1989	1974/1989
Tepelný výkon [MWt]	750	842
Elektrický výkon [MWe]	307,5	342
Účinnost elektrárny [%]	39	40
Tlak He [bar]	39,2	48
Vstupní teplota He [°C]	260	405
Výstupní teplota He [°C]	750	778
Vsázka U-235 [kg]	340	772
Vsázka Th-232[kg]	6,6	160
střední obohacení paliva	93	93
počet PČ/elementů paliva	675000	1482/210
vyhoření paliva [GWd/t]	127	100
Hustota výkonu [MW/m ³]	5,1	6,3
Forma paliva	Pebble	Prismatická

2.3.3.1 THTR (Německo)

V roce 1970 bylo v Německu rozhodnuto o stavbě prvního demonstračního reaktoru o výkonu přes 300 MWe, který designem vycházel z předchozího AVR. Výstavba elektrárny trvala dlouhých 14 let a její následný provoz jen 5 let, než bylo rozhodnuto o definitivním odstavení.

Základem elektrárny byla aktivní zóna s volně sypanými pebbles. Celý primární okruh byl umístěn do reaktorové tlakové nádoby z předpjatého betonu a uzavřen do ochranné obálky – předchůdce dnes používaných kontejnmentů. Helium proudilo shora dolů a teplo předávalo teplo v šesti parogenerátorech sekundárnímu okruhu.

Elektrárna se potýkala s velkou řadou problémů v souvislosti nárůstem výkonu a rozměrů. Problémy byly většinou řešitelné – regulační orgány byly nově zasouvány přímo

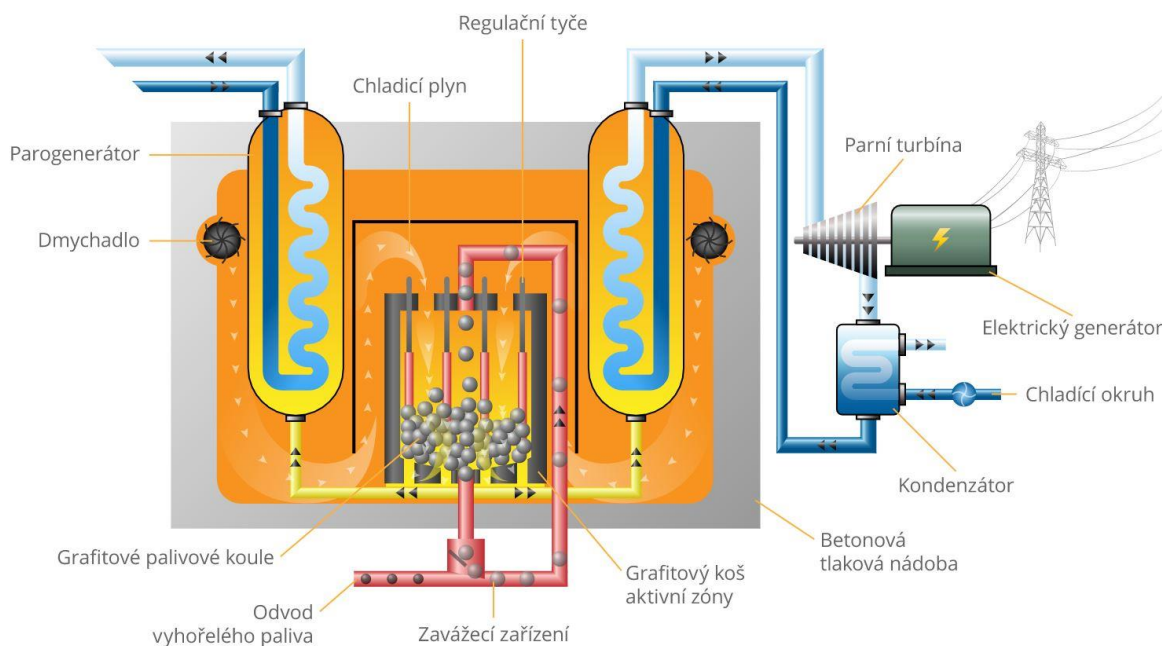
do aktivní zóny místo reflektoru, aby poskytnuly dostatečný vnos záporné reaktivity do celé aktivní zóny, obrovský průtok helia v systému (až 1064 t/h). Naneštěstí celkový názor Německa na jaderný průmysl a spory zemských a federálních vlád ohledně licencování vedl k brzkému ukončení provozu. Avšak i přes tyto obtíže a velmi krátký provoz bylo získáno velmi mnoho poznatků a informací pro budoucí stavbu vysokoteplotních reaktorů. [1,17,18]

2.3.3.2 Fort St. Vrain (USA) - FSV

Pouze rok po uvedení reaktoru Peach Bottom se rozhodlo o výstavbě demonstračního reaktoru v USA. Provozovatelem byla společnost Public Service of Colorado, která do té doby neměla žádnou zkušenost s jadernými zařízeními. Elektrárna byla postavena v roce 1972 a o čtyři roky později připojena do sítě. Na plný výkon se dostala poprvé až po roce 1980, protože se na počátku potýkala taktéž s velkou řadou problémů jako THTR.

Uspořádání elektrárny se podobalo francouzské technologii NUGG a anglickému AGR. Reaktor, heliová čerpadla, která byla jedním z problémů elektrárny z důvodu koroze, a dvanáct parogenerátorů bylo umístěno v betonové obálce. Parogenerátory a čerpadla byla rozdělena do dvou smyček, přičemž heliová čerpadla byla hnána parou sekundárního okruhu. Palivo v aktivní zóně bylo použito v prismatickém složení do hexagonálního tvaru s otvory pro průchod plynu a zasunování regulačních orgánů. Výměna paliva během provozu u toho uspořádání byla nemožná, a proto bylo nutné pravidelně odstavovat každý rok pro jeho výměnu. Tento fakt vedl k tomu, že elektrárna měla mnohem nižší koeficient provozu než například THTR, které dosáhlo hned v prvních dvou letech na hodnotu 60 % zatímco FSV pouze 30 %.

FSV se stalo pro Americký jaderný průmysl velkým zdrojem informací a souběžně s ním bylo plánováno několik dalších reaktorů typu HTR, které se však nikdy nedostaly do výstavby z důvodu ropné krize v roce 1974 a zastavení dalšího výzkumu po havárii elektrárny TMI v roce 1979. [1, 17, 18]



Obrázek 9 - Schéma elektrárny s reaktorem HTR s palivem ve formě pebble bed [33]

2.3.4 Informace získané z provozovaných HTR

Provoz a výzkum reaktorů v kapitolách 2.2 a 2.3 vedl ke shromáždění velkého množství informací užitečných pro budoucí konstrukci, ale i pro budoucí zkoumání. [1,18]

Pozitiva:

- Reaktory typu HTR jsou schopny poskytnout velmi dobrou účinnost, překonávající 40 %, z důvodu použití vysokých teplot chladiva a následné produkce páry kvalitních parametrů.
- Bezpečnost HTR vysoce převyšuje současné reaktory PWR. Při správné konstrukci jsou HTR schopny pasivního dochlazení při ztrátě nuceného oběhu chladiva bez dosažení bodu, kdy dojde k tavení paliva v aktivní zóně.
- Palivo TRISO je schopno vydržet teploty až 1800 °C, aniž by docházelo k úniku štěpných produktů do okolí. Této teploty dle provedených výzkumů se v reaktoru nikdy nedosáhne z důvodu samovolného odvodu tepla.
- HTR lze krom produkce elektřiny využít taktéž jako zdroj tepla, které lze dodávat jako surovina pro chemickou produkci vodíku
- Palivo TRISO dosahuje v reaktorech HTR několika násobného vyhoření oproti reaktorům PWR a BWR. Za použití nízkých obohacení tak dochází k maximálnímu využití paliva s minimem zbytků k přepracování.

Efektivnost využití se tak zvětšuje.

Negativa nutné k dalšímu zkoumání:

- Nízká hustota výkonu znamená použití rozměrnějších zařízení pro dosažení velkých výkonů.
- I když roztavení paliva je téměř nemožné, použití havarijního chlazení vodou by mohlo korozivně působit na podpůrné konstrukce uvnitř reaktoru s dopadem neznámého rozsahu.
- Přepřacování paliva s pokrytím se jeví jako velmi obtížné. Stejně tak drcení grafitových bloků prismatického paliva by vedlo k rozptylu radioaktivního materiálu do okolí, což je dneska nepřijatelné a bylo by velmi obtížně řešitelné. Tento fakt by se mohl vyřešit použitím nízko obohaceného paliva, které by bylo maximálně využito v reaktoru.
- Oba demonstračně postavené reaktory měli velmi nízký výkon (z anglického performance) ve smyslu celkového hodnocení

2.3.5 MHTR – modulární HTR

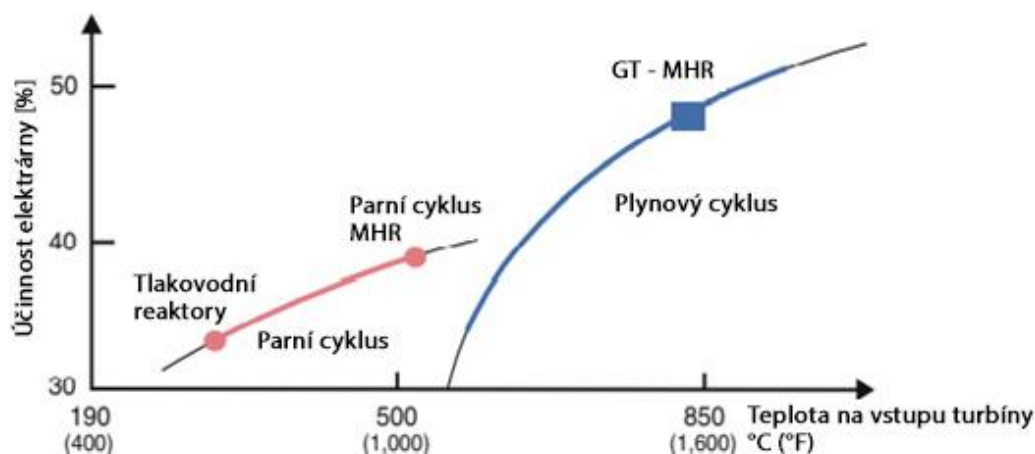
V současné době se hodně mluví o formě modulárních reaktorů, které by byly poskytovány jako kompletní výrobek a bylo by možné z nich dle potřeby tvořit větší celky. Tato úvaha vedla k použití malých reaktorů HTR, které už byly postaveny a testovány, právě jako modulárních jednotek. Reaktory by mohli využívat plynových turbín spolu s Braytonovým cyklem namísto parního Rankinova, případně ve větších elektrárnách s více modulárními jednotkami by se používal parní cyklus s velkým generátorem. Do výzkumu se zapojila největší konsorcia v atomovém průmyslu, protože vidí podnikatelské příležitosti dodávat elektrárny do zemí, které nemají pro výstavbu velkých bloků nad 1000MWe finance. V současné době probíhají přípravy 3 projektů v Číně, USA a Jihoafrické republice na zprovoznění MHTR.

2.3.5.1 GT-MHR (USA)

Gas-Turbine Modular High Temperature Reactor je snahou General Atomics o stavbu HTR s použitím plynové turbíny s Braytonova cyklu od roku 1993. Později se z nedostatku financí do projektu zapojil i francouzský Framatome (Areva-NP) a Fuji Electric. Cílem

projektu je stvořit elektrárnu schopnou výroby elektřiny s vysokou účinností a výroby tepla pro další průmysl.

Elektrárna by díky použití paliva TRISO v prismatické formě měla používat jako palivo UO_2 a zbraňové plutonium, kterého je v současnosti po světě po uzavření dohod o jaderném odzbrojování přebytek. Teplota helia na výstupu z reaktoru by měla dosahovat $850\text{ }^\circ\text{C}$, což je dnes již překonaná teplota v oblasti HTR, ale při použití s plynovou turbínou je možno dle účastníků programu dosáhnout účinnosti až 48 %. Při 600MW tepelného výkonu by tak elektrárna měla být schopna vyrobit přes 280MWe. Výměna paliva by měla probíhat jednou za 18 měsíců spolu s odstávkou a měnit by se mělo 50% paliva. Na obrázku č. 10 jsou pak ukázány křivky účinnosti pro parní a plynový cyklus. [1,18]



Obrázek 10-Porovnání účinnosti parního a plynového cyklu se znázorněnými typy reaktorů

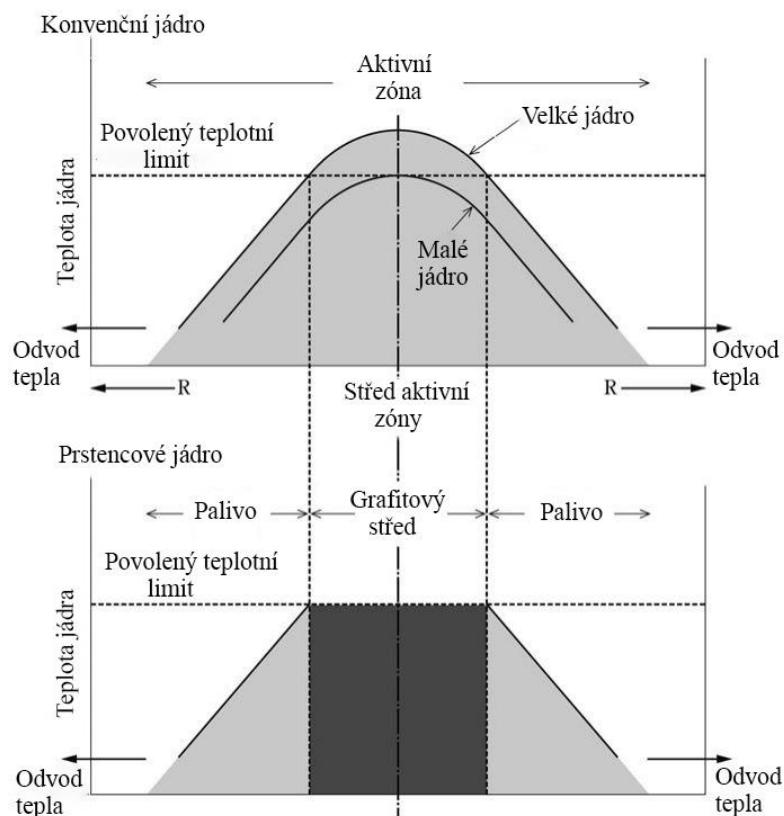
[1]

2.3.5.2 PBMR (JAR)

Jedná se o modulární reaktor využívající statického pebble bed uspořádání paliva. Jeho konstrukce pochází z německého AVR, která prošla ale postupnou úpravou pod vedením elektrárenské společnosti ESKOM. Po dlouhém výzkumu a plánech na stavbu byl projekt v roce 2010 z politických důvodů zrušen. Restart výzkumu pod názvem AHTR (Advanced HTR) v roce 2017, který uvažoval jednodušší systém aktivní zóny, skončil na základě politického rozhodnutí v roce 2019.

Reaktor stejně jako GT-MHR používá plynové turbíny s Braytonovým cyklem. Jeho výkon je ale nižší – 400MWt a účinnost je zhruba 41 %. Reaktor je zatím určen pouze pro produkci elektřiny, avšak jiné aplikace se v budoucnu nevylučují. Teplota plynu na výstupu je 900 °C při tlaku 9MPa. V jádře je použito 617 tisíc palivových koulí. Zajímavostí jsou havarijní systémy pro odstavení, které mají dva stupně – první je stejný jako ve většině elektráren – jde o absorpční tyče, které spadnou do reaktoru. Druhý systém jsou grafitové koule obsahující velké množství boru, které jsou vsypány do speciálních kanálů KLAKE v reflektoru. Je dobré zmínit, že oba reaktory využívají prstencového uspořádání aktivní zóny, kdy je použito vnitřního reflektoru, kolem něj je aktivní zóna s palivem a kolem té je nakonec vnější reflektor. Toto uspořádání snižuje teplotu paliva uvnitř kupy pebbles či shluku prismatických bloků a nedochází tak k jeho přehřívání. Prstencové uspořádání se bude s největší pravděpodobností používat také u všech budoucích větších reaktorů HTR, aby palivo nedosáhlo maximální dovolené teploty 1600°C.

Vysvětlení použití prstencového uspořádání je znázorněno na obrázku č. 11. Se zvětšujícím se průměrem jádra reaktoru roste teplota uprostřed. Použitím vnitřního reflektoru se omezí maximální teplota pod dovolený limit. [1,2,18,19]

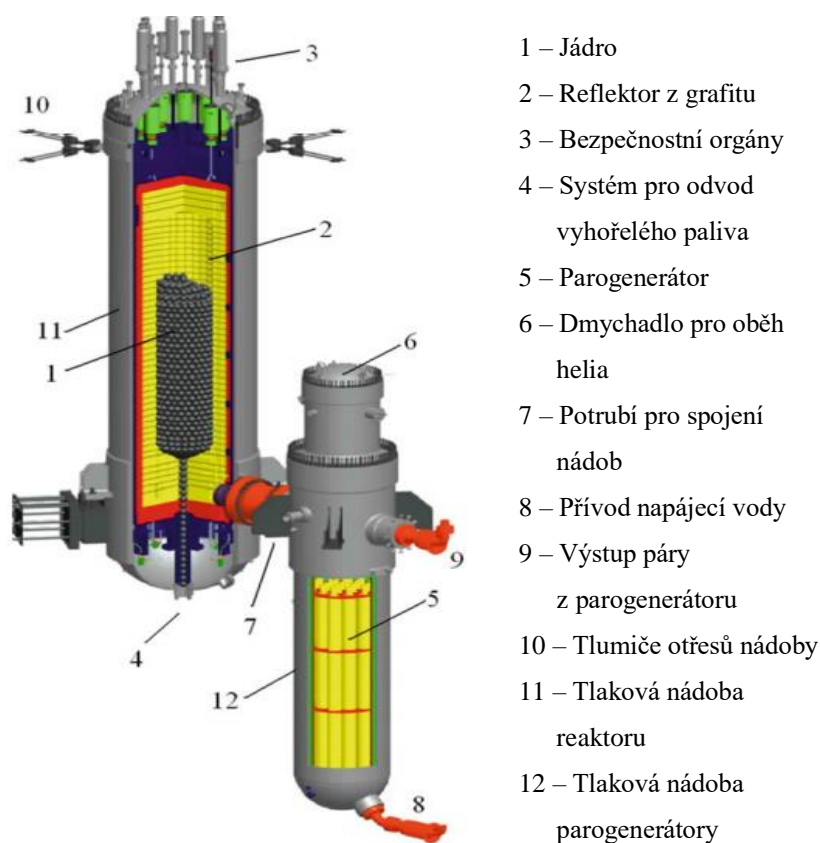


Obrázek 11-Porovnání teplot paliva v cylindrickém a prstencovém reaktoru [2]

2.3.5.3 HTR-PM (Čína)

High Temperature Reactor – Pebble-bed Module je čínský projekt demonstračního reaktoru. Vychází konstrukce malého reaktoru HTR-10, který je součástí této práce.

Elektrárna bude tvořena rovnou dvěma moduly o výkonu 250MWt každý. Chlazení reaktorů bude zajištěno heliem s výstupní teplotou 750 °C, které bude předávat teplo vodě v parogenerátorech. Z nich pára půjde na jedno společné turbosoustrojí. Elektrický výkon na hřídeli by pak měl být 200MWe. V rámci plynového oběhu by nemělo docházet k přehřevu helia před vstupem do reaktoru jako u ostatních elektráren. Teplota helia na vstupu tak bude pouze 250°C. Specialitou reaktoru je konstrukce jednoho modulu ze dvou propojených nádob obsahujících celý primární okruh – viz obrázek č. 12.



Obrázek 12 - Čínský HTR-PM [18]

Jako palivo jsou použity TRISO částice v uspořádání pebble bed jak už napovídá název projektu. Pro odstavení stejně jako PBMR používá absorpční tyče, kanály KLAK, a ještě

navíc je možnost palivo z reaktoru odebrat spodním kanálem, který slouží pro výměnu paliva. [18]

2.4 Generace IV v oblasti plynem chlazených reaktorů

V současné době je na papíře v souvislosti novou generací reaktorů několik dalších projektů v oblasti plynem chlazených reaktorů. Jedná se o nástupce reaktorů z řady HTR, kde se plánuje překonání meze 1000 °C a zvýšení účinnosti nad 50% známá jako VHTR. Další možnostmi jsou plynem chlazené rychlé množivé reaktory – GFR. [21]

2.4.1 VHTR

Je jedním ze 6 konceptů vybraných GIF, Generation IV International Forum, jako kandidát pro čtvrtou generaci reaktorů. Jedná se vlastně o vylepšené reaktory HTR, využívající lepší materiály pro konstrukci, které odolají teplotám přes 1000°C. Aplikace reaktorů se jeví jako potenciálně výhodná pro následující odvětví.

Výroba elektřiny

Hon za zvýšením účinnosti vedl k myšlence, že řešením by mohlo být zvyšování teploty. Vychází z definice účinnosti uzavřeného systému Carnotova oběhu, která je definována dle následující rovnice:

$$\eta = 1 - \frac{T_2}{T_1} \quad (24)$$

kde T_2 je teplota chladiče a T_1 je teplota teplejšího zdroje.

Užitím Braytonova cyklu s plynovou turbínou by tak při zvýšení teploty na výstupu z 850 °C na 1000 °C, při zachování stejně vstupní teploty mohla vzrůst účinnost nad hranici 50 %. Zvýšení účinnosti o 2,5procentního bodu vede ke snížení nákladů na produkci elektřiny až o 5 %. [1]

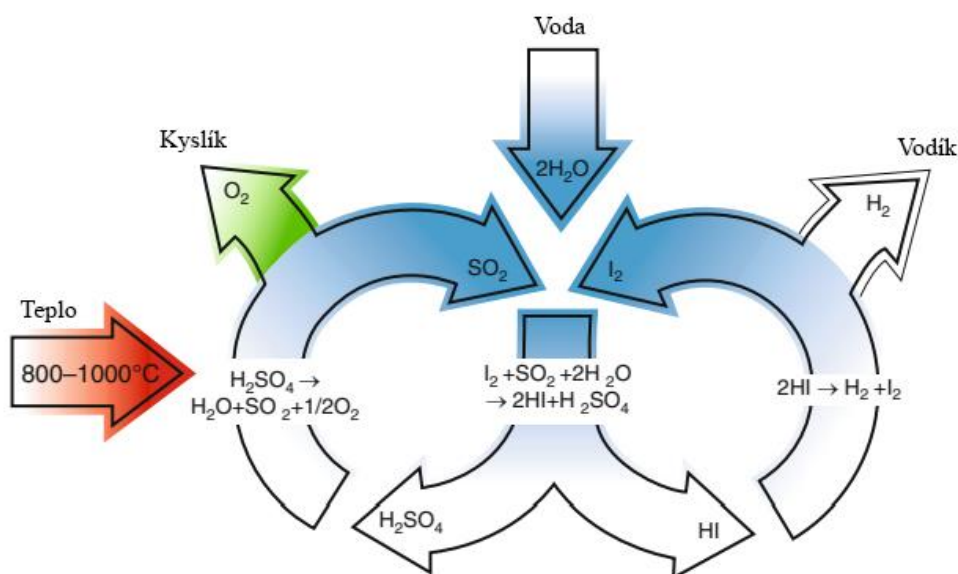
Desalinizace mořské vody

Velmi diskutovaným užitím VHRT je desalinizace mořské vody. Přeměnou mořské vody v páru a její opětovnou kondenzací získáme vodu bez obsahu soli, která zkrystalizuje na začátku procesu. Tento proces je efektivní při teplotách nad 120°C . Zařazením tepelného výměníku do termodynamického cyklu VHTR, by se odvedené teplo chladiva na konci okruhu dalo využít pro odsolování místo vypouštění do atmosféry. [20]

Výroba vodíku

Posledním, ale možná nejdůležitější aplikací je termochemická výroba vodíku bez použití elektřiny. Protože vodík neexistuje v přírodě v čisté podobě a v budoucnu se uvažuje o něm jako o náhražce za uhlíková paliva, bude ho třeba velké množství. Dnes se pro jeho výrobu používá převážně elektrolýzy, která je velmi energeticky náročná a neefektivní. Druhou možností je výroba při reakci vody a metanu za vzniku oxidu uhličitého a čistého vodíku. Ovšem v době, kdy je maximální snaha o snižování produkce CO_2 , se nejeví tato varianta jako příliš vhodnou.

Existuje však varianta termochemické výroby, kdy za velmi vysokých teplot nad 870°C je možné vyrábět čistý vodík bez produkce skleníkových plynů. Celková energetická účinnost výroby vodíku touto cestou by mohla být až 50 % oproti 25-30 % u elektrolýzy. Chemická reakce je znárodněna na následujícím obrázku č. 13. [20]



Obrázek 13-Princip termochemické výroby vodíku [20]

2.4.2 GFR

Jedná se o další ze šesti cest nastíněných GIF. Gas-cooled Fast Reactor kombinuje cestu vysokoteplotních reaktorů a reaktorů používajících rychlých neutronů pro štěpení jaderného paliva, které byly součástí programu NERVA (program pro jaderný výzkum vesmírných motorů). Je o něm mluveno jako o vysoce účinném reaktoru navazujícím na HTR.[1]

Reaktor profituje z většiny výhod HTR, jako je účinnost při použití vysokých teplot, dobré chemické vlastnosti chladicího plynu helia, které zároveň je pro neutrony transparentní. Tyto výhody byly už ověřeny na zmíněných experimentálních a demonstračních jednotkách. Přidanou výhodou oproti HTR by měla být možnost použití paliva v přírodní formě, popřípadě vyhořelého paliva z tlakovodních reaktorů, které je štěpitelné rychlými neutrony.

Současné plány mluví o reaktoru s výkonem zhruba 2400MWt a energetickou účinností mezi 40-50 %. Té je docíleno použitím plynového a parního cyklu zároveň. Použitím rychlého spektra neutronů reaktor dosahuje mnohem větší hustoty výkonu, porovnatelnou s reaktory PWR o hodnotě dosahující 100MW/m³.

Před výstavbou je však nutné vyřešit několik následujících problémů: [1,20]

- Materiály pro vnitřní struktury reaktoru – není možné použít kovové materiály z důvodu vysokých teplot
- Nelze použít palivo z HTR, ani jiných známých reaktorů. Je nutné vyvinout palivo vhodné současně pro rychlé neutrony a vysoké teploty.
- Vyvinout bezpečnostní systémy, které by byly schopny odvézt zbytkové teplo při vysoké výkonové hustotě a teplotě

3 Výpočetní kód Serpent

Jedná se o výpočetní kód pro výpočet a simulaci transportních rovnic palivových cyklů, výpočty kritičnosti, multi-fyzikální výpočty s termo-hydraulickými kódy a simulace transportu neutronů a fotonů. Kód využívá třídímenzionální soustavy souřadnic pro výzkum v oblasti modelování reaktorů. Je vyvíjen finským institutem VTT Technical Research Centre of Finland od roku 2004, zpočátku jako jednoduchý kód. Postupem času došlo k přepracování kódu do současné verze Serpent 2, která je používána v této diplomové práci a její současné užití se proti původnímu velmi rozšířilo. Kód je napsán v jazyce ANSI-C a je primárně určen pro použití v systému Linux. [25]

Kód využívá metody Monte Carlo. Jedná se o metodu založenou na principu generátoru náhodných čísel, při které výpočet simuluje cestu neutronu náhodným generováním a informace z ní si ukládá. Provedením dostatečného množství náhodných pokusů je na základě statistického srovnání možno následně poměrně přesně vyhodnotit správný výsledek.

Přesnost výsledku je možné ovlivnit užitím následných parametrů:

- Správný algoritmus výpočtu
- Kvalitní generátor náhodných čísel
- Počet iterací
- Kontrola získaného výsledku
- Knihovny jaderných dat

Práce s kódem Serpent je velmi jednoduchá. Jeho spuštění a základní operace probíhají v prostředí Linuxového terminálu, pro který je Serpent primárně určen. Je možné jej ale provozovat i pod operačním systémem Mac. Spuštění probíhá příkazem `./sss2` po vyvolání konkrétní složky, která Serpent obsahuje. Pro práci se Serpent je nutné vytvořit vstupní soubor, ve kterém je nadefinovaná pomocí syntaxe Serpentu zkoumaná úloha. Zároveň příkaz `sss2` lze spustit se zhruba dalšími dvaceti volbami, které nabízejí možnosti přeskočit určité kroky při zpracování vstupního souboru, přiřadit počet jader procesoru výpočtu, nebo speciální příkazy, které vykonávají samostatnou operaci bez nutnosti použití vstupního souboru. Jedním takovým příkazem je `-disperse`, který byl pro tuto práci

stěžejní. Výstupem simulace pak je několik výstupních souborů obsahujících číselná data s výsledky a možný je také grafický výstup ve formátu PNG.

3.1 Syntaxe vstupního souboru

Struktura kódu Serpent je vrstvená syntaxe, kdy každá vrstva je tvořena nezávisle na ostatních. Jednotlivé vrstvy není však nutné psát do stejných bloků, ale mohou být tvořeny dle volby uživatele. Další možností je tvorba jednotlivých komponent v samostatných souborech, což nabízí uživateli mnohem větší přehlednost při tvorbě velmi složitých zařízení, jako jsou jaderné reaktory. Příkladem může být vytvoření tlakové nádoby reaktoru jako hlavního vstupního souboru volaného příkazem **sss2**, ve kterém následně budou pomocí příkazu **include** “<file>“ zařazeny další komponenty jako například regulační tyče, či palivová mříž a soubory. Serpent si pak jednotlivé komponenty poskládá do celkové geometrie během výpočtu. Geometrie úlohy je definována pomocí povrchů, které tvoří obrysy komponent. Prostor mezi povrchy je vyplněn buňkou, která je tvořena homogenním materiálem, prázdným prostorem (void) či jiným prostorem (universem). Příkladem pro představení může být kanál pro regulační tyč, kdy jeho stěny jsou povrchem, uvnitř něj je buňka tvořená universem regulační tyče obklopené vzduchem.

3.1.1 Materiály

Je nutné definovat materiály, které jsou následně přiřazovány příslušným buňkám. Materiál je definován výčtem samostatných nuklidů příslušného prvku. V případě sloučenin je materiál definován jako homogenní mix všech prvků sloučeniny. Nuklidy jsou následně při výpočtu propojeny s knihovnou jaderných dat, která obsahuje jejich účinné průřezy. Definice nuklidu vypadá následovně:

```
<Z><A>.<id>
<Z>          prvek Z
<A>          hmotnostní číslo
<id>        identifikační číslo knihovny
```

6012.00c vyjadřuje prvek C – uhlík s atomovým číslem 6 a hmotnostním číslem 12. Přípona 00c odkazuje na teploty 293,6 K.

Syntaxe pro celý materiál je následující:

```
mat <name> <dens> [<options>]
    <iso 1> <frac 1>
    <iso 2> <frac 2>
    ...
```

Kde

<name> název materiálu,
<dens> je hustota, která je zadána číslem či příkazem *sum*
<options> jsou parametry (nastavení barvy pro graf. výstup, teploty)
<iso 1 (2)> jsou názvy nuklidů
<frac 1 (2)> jsou odpovídající podíly nuklidů (hmotnostní či atomové)

V případě rozsáhlejších konstrukcí s velkým množstvím materiálů je vhodné psát materiály do samostatného souboru, který bude pak zahrnut pomocí příkazu ***include*** do hlavního souboru, protože definice materiálů mohou být velmi rozsáhlé. [23, 24]

3.1.2 Rozhraní (povrchy) materiálů

Rozhraní či povrchy slouží k definování tvaru a rozměrů buňky. Tvorbu povrchů je možné připodobnit ke kreslení obrysů tělesa v CAD programu, kterému pak budeme přiřazovat barvy a materiály. *Serpent* nabízí použití různých typů povrchů od základních ploch kolmých na osy třidimenzionálního systému, přes geometrické tvary ve dvou rozměrech až po trojrozměrná tělesa zahrnující krychle, koule, válce či více úhelníkové hranoly. Formát pro popis povrchů je následující:

```
surf <id> <type> <param 1> <param 2> ...
```

kde

<id> je identifikátor (název) povrchu
<type> je typ povrchu
<param 1> <param 2> ... jsou parametry povrchu (rozměry, souřadnice)

Typy povrchů má *Serpent* předem známé a jsou uvedeny v manuálu pro tvorbu vstupního souboru. [23, 24]

3.1.3 Buňky

Definice buněk je dalším krokem po vytvoření obrysů objektu pomocí povrchů. Určení, zda buňka je z vnitřní či vnější strany definovaného povrchu se provádí pomocí znaménka plus (značí vnější stranu) či mínus (značí vnitřní prostor ohraničený povrchem). Syntaxe pro zápis buňky vypadá takto:

```
cell <name> <u0> <mat> <surf 1> <surf 2> ...
```

kde

<name>	je název buňky,
<u0>	je prostor (univerzum), pod které buňka spadá,
<mat>	je materiál, který je homogenně rozložen v buňce,
<surf 1> <surf 2> ...	jsou povrchy, které ohraničují buňku

V *Serpentu* verze 2 a více je možné sjednocovat více povrchů, čímž dává možnost tvořit složitá tělesa pomocí základních tvarů, které se provádí pomocí dvojtečky mezi sjednocovanými povrchy. V případě složitých těles může definice buňky obsahovat i několik desítek povrchů. Dále místo materiálu je možné použití příkazu *fill* ve spojení s jiným univerzem, jak bylo uvedeno na příkladu v kapitole 3.1, kdy vnitřní prostor buňky je vyplněn předem připraveným univerzem. Existují ještě příkazy *outside* (definuje prostorové hraniční podmínky, pro řešenou úlohu) a příkaz *void*, který udává, že daný prostor je prázdný – připodobnění k vakuu. [23, 24]

3.1.4 Palivo

Serpent nabízí dvě formy definování paliva dle jeho podoby. Pro použití v reaktorech PWR je palivo ve formě palivových tyčí obsahujících palivové proutky. Ty jsou definovány pomocí příkazu *pin*. Tato práce se však zabývá zkoumáním reaktorů obsahujících palivo ve formě vícevrstevných částic TRISO (viz kapitola 2.3.1), pro které se používá příkaz *particle*. Pro představu, příkaz *pin* vytváří univerzum ve formě nekonečně dlouhých souosých válců, kde uživatel zadává materiál a tloušťku příslušné vrstvy. Naopak příkaz *particle* tvoří univerzum soustředných plášťů koulí, kdy vždy prostor mezi jednotlivými pláštěmi je vyplněn materiálem a vytváří se tak vícevrstvá částice paliva.

Syntaxe je následná:

```
particle U <mat 1 R1> <mat 2 R2> ...
```

Kde

U	značí číslo universa částic,
<mat 1 ... mat N>	je materiál příslušných vrstev částice TRISO,
<R1 ... R N-1>	je vnější průměr vrstev částice,

Jednotlivé částice jsou potom pomocí příkazu ***pbed*** <U1> <U2> “<file>“ nahrány do simulace a pomocí universa a příkazu fill vloženy do buňky. Příklad pro vytvoření paliva ve formě pebble bed je následující:

```
particle 99
fuel          0.02555
buffer        0.03495
IPyC          0.04215
SiC           0.04725
OPyC          0.05295
overcoat

pbed 5100 5101 "Fuelparticles.inp"
pbed 5200 222 "rozmisteni_pata_var"
```

Kde prvních několik řádků definuje rozměry a materiály drobné palivové částice se 4 obalovými vrstvami, která je obklopena materiálem ***overcoat***, který představuje grafitovou matici. Následně jsou částice umístěny pomocí prvního ***pbed*** a souboru se souřadnicemi ***Fuelparticles.inp*** do palivového elementu. Druhý příkaz ***pbed*** rozmisťuje pak palivové elementy do prostoru aktivní zóny. Příkaz ***pbed*** připojuje externí soubor podobně jako příkaz ***include***, ale slouží pouze pro vytvoření modelu paliva v reaktorech HTGR. [23, 24]

3.1.5 Vytvoření souboru s rozmístěním palivových částic či elementů

Předchozí kapitola ukazuje, jak vložit palivo do aktivní zóny a jak definovat palivovou částici. Pro tento krok je však nutné vytvořit samostatný soubor, který představuje rozmístění palivových částic v prostoru. Protože reaktory HTGR obsahují desítky až stovky tisíc palivových elementů a každý element obsahuje až několik tisíc mikroskopických opláštěných částíček, byl v Serpentu vytvořen speciální script, který zajistí náhodné rozmístění kulových částic. Spouští se přímo v terminálu operačního systému jako přípona příkazu *sss2 -disperse*. Po jeho spuštění se uživateli zobrazí v okně terminálu následující text [24], ve které zadává údaje o rozměrech a částicích, které rozmisťuje.

```
sss2 -disperse

Random particle distribution file generator launched...

1)Enter volume type: 1 = sphere
                    2 = cylinder
                    3 = cube
                    4 = annular cylinder
                    5 = cuboid
                    6 = parallelepiped

1

2)Enter sphere radius (cm): 2.5
3)Enter number of particles (> 1) or packing fraction (< 1): 0.1
4)Enter particle radius (cm): 0.0455
5)Enter particle universe: 1

6)More particles? (y/n): n

7)Enter file name: part.inp

8)Use grow and shake algorithm? (y/n): n

Randomizing 16588 particles for initial sampling...
```

V prvním kroku vybírá uživatel předem definovanou podobu prostoru, do které budou částice rozmístěny pomocí čísla. Následně definuje rozměr daného prostoru. V kroku tři

je zadán počet částic, či podíl – packing faktor, který budou částice ve vymezeném prostoru celkem zaujímat. Jeho hodnotu lze spočítat následovně:

$$f_i = \frac{N_{FE} * V_{FE}}{F_{cM} * H_{cM}} \quad (25)$$

kde N_{FE} – počet kulovitých palivových elementů
 V_{FE} – objem jednoho palivového elementu v cm^3
 F_{cM} – je horizontální průřez aktivní zóny v cm^2
 H_{cM} – je výška aktivní zóny zaplněná palivovými elementy v cm

Ve čtvrtém kroku je definován rozměr částic a následně určen jejich univers. V kroku šest je možno přidat další druh částice, čímž by se zopakovaly kroky 3-5. Krok sedm je k pojmenování souboru, do kterého budou souřadnice částic zapsány. A nakonec krok 8 představuje použití algoritmu, který všemi částicemi bude v souboru posouvat do všech směrů a zkoušet, zda nedochází ke kolizi vedlejšími částicemi. Tento algoritmus je nutné používat pouze pro vysoký packing faktor.

Celý proces vytvoří tak textový dokument se souřadnicemi jednotlivých částic. Jeden řádek v dokumentu představuje jednu částici a vypadá následovně:

N <X_N> <Y_N> <Z_N> <R_N> <U_N>

Kde

N je číslo částice,
 <X_N> <Y_N> <Z_N> jsou souřadnice částice N v XYZ soustavě,
 <R_N> je průměr částice,
 <U_N> je universum částice.

Pro vymodelování paliva ve formě pebble bed v jednom reaktoru je tak třeba vytvořit 2 soubory, kdy jeden bude představovat rozmístění mikroskopických částic paliva v jednom palivovém elementu a druhý bude představovat rozmístění elementů v aktivní zóně. [23, 24]

3.1.6 Další příkazy

Ve vstupním souboru je možno použít velké množství dalších příkazů, které jsou velmi dobře popsány v manuálu [23] či na webové stránce zabývající se syntaxí *Serpentu* [24]. Pro správné fungování simulace je však nutno ještě definovat odkaz na knihovny jaderných dat a parametry simulace, který se provádí pomocí příkazu *set*.

```
Set <param> <value 1> <value 2> ...
```

Kde

<param>	je název parametru,
<value 1> <value 2> ...	jsou hodnoty parametrů.

Pro odkaz na knihovny jaderných dat vypadá celá syntaxe *set acelib* “<file>“ kde file odkazuje na cestu k souboru knihoven.

Pro nastavení parametrů simulace se používá příkaz *set pop*.

```
set pop <npop> <cycles> <skip>
```

kde

<npop>	vyjadřuje počet neutronů na generaci,
<cycles>	je počet generací,
<skip>	je počet přeskočených generací na začátku.

Při tvoření geometrie modelu je pak užitečný příkaz *plot*. Ten zajistí tisk geometrie do obrázku s příponou PNG. Syntaxe pro vytvoření grafického výstupu je takováto:

```
plot <type> <xpix> <ypix> <pos> <min1 max1 min2 max 2>
```

kde

<type>	definuje orientaci obrázku,
<xpix> <ypix>	definují velikost obrázku v pixelech,
<pos>	pozice roviny ve které je obrázek vykreslen
<min1 max1 min2 max2>	výřez z roviny omezený souřadnicemi ve dvou směrech

Barvy pro grafický výstup jsou definovány u karet materiálů. Serpent má také zabudovanou kontrolu geometrie na překryvy či nedefinované části, které zobrazuje červeně, resp. světle zeleně. [23, 24]

4 Vybrané experimenty pro validaci

Pro validaci kódu Serpent byly vybrány dva experimenty z databáze ICSBEP, což je databáze kritických a podkritických benchmarkových úloh. ICSBEP je původně projektem pod záštitou Ministerstva energetiky Spojených států amerických založeným v roce 1992. Později se do projektu zapojily zástupci zemí z celého světa. Cílem bylo sjednotit benchmarkové úlohy do stejného formátu a jednoho místa, aby byla zjednodušena validace výpočetních kódů a knihoven jaderných dat obsahujících účinné průřezy materiálů.

Databáze je rozdělena do 9 svazků dle povahy benchmarkové úlohy. Identifikace jednotlivých úloh je provedena pomocí kódového označení s následnou syntaxí:

<Štěpný materiál> - <Forma paliva> - <Spektrum neutronů> - <Trojčíferné číslo>

Tabulka 4 - Tabulka částí kódového označení [27]

Štěpný materiál	Forma paliva	Spektrum neutronů
PU – Plutonium	MET – Metal	FAST – Fast
LEU – Low Enriched Uranium	SOL – Solution	INTER – Intermediate-Energy
IEU – Intermediate Enriched Uranium	COM – Compound	THERM – Thermal
HEU – High Enriched Uranium	MISC – Miscellaneous	MIXED - Mixed
U233 – Uranium Isotope 233		
MIX – Plutonium-Uranium mix		

Jednotlivé části kódového označení jsou kombinovány dle parametrů benchmarkové úlohy. Benchmarková úloha vytvořená dle parametrů běžného reaktoru VVER, kde dochází ke štěpení nízké obohaceného paliva ve formě směsi za pomoci tepelných neutronů, by tak byla LEU-COMP-THERM-<volné trojčíferné číslo>.

Pro tuto práci byly vybrány dvě benchmarkové úlohy s reaktory typu HTR a palivem ve formě kulovitých elementů obsahujícího částičky TRISO. Obě úlohy jsou ze svazku číslo tři v databázi ICSBEP, protože obsahují středně obohacené palivo.

4.1 IEU-COMP-THERM-008

4.1.1 Popis zařízení

Tato benchmarková úloha vznikla na ruském výzkumném zařízení ASTRA, které bylo vybudováno v roce 1980 v Russian Research Center (RRC) Kuchanov Institute, dnes National Research Center. Zařízení bylo vytvořeno pro zkoumání chování neutronů v heliem chlazených vysokoteplotních reaktorech, které byly v té době v Rusku vyvíjeny. Později v letech 1994-2004 bylo zařízení použito pro simulace fyzikálního chování a vyhodnocení bezpečnosti reaktorů s prstencovou aktivní zónou jako například GT-MHR či PBMR.



- 1 Boční reflektor z grafitu
- 2 Prstencová aktivní zóna
- 3 Vnitřní reflektor z grafitových bloků
- 4 Kanál pro regulační tyč CR7
- 5 Bezpečnostní tyč SR4

Obrázek 14-Fotografie prstencové aktivní zóny zařízení ASTRA [27]

V zařízení je použito palivo ve formě UO₂ se středním obohacením zhruba 21 % (pro čerstvé palivo), které je ve formě částic TRISO rozptýleno v grafitové matici kulovitého tvaru o průměru 5,985 cm. Aktivní zóna zařízení je prstencové formy ve tvaru osmiúhelníku z vnější strany obklopené bočním reflektorem a zevnitř ohraničená interním reflektorem. Boční a interní reflektory jsou tvořeny grafitovými bloky ve tvaru kvádrů s válcovitými otvory od shora až dolů. Některé z otvorů jsou použity pro umístění regulačních orgánů – bezpečnostní a kontrolní tyče, jiné vyplněny grafitovými záslenkami v celém objemu otvoru.

Jedna z kontrolních tyčí CR6 je také umístěna v aktivní zóně, kde pro ni byl vytvořen válcovitý kanál ze speciální slitiny. Pod celým zařízením je umístěn spodní reflektor tvoření celistvým grafitem bez otvorů.

Experiment obsahuje pět rozdílných konfigurací, které se liší množstvím použitých palivových elementů v aktivní zóně (liší se tedy výška vyplnění aktivní zóny kulovitými elementy) a umístěním regulačních orgánů, které zajišťují udržení kritického stavu. V poslední konfiguraci je použito ještě vrchního reflektoru nad aktivní zónou, který je tvořený grafitovými koulemi stejných rozměrů jako jsou v aktivní zóně, ovšem bez obsahu palivových částic TRISO. Boční, interní a spodní reflektor jsou ve všech konfiguracích shodné. Stejně tak geometrie řídicích orgánů, které se liší v jednotlivých konfiguracích délkou zasunutí do příslušných kanálů.

4.1.2 Popis benchmarkové úlohy

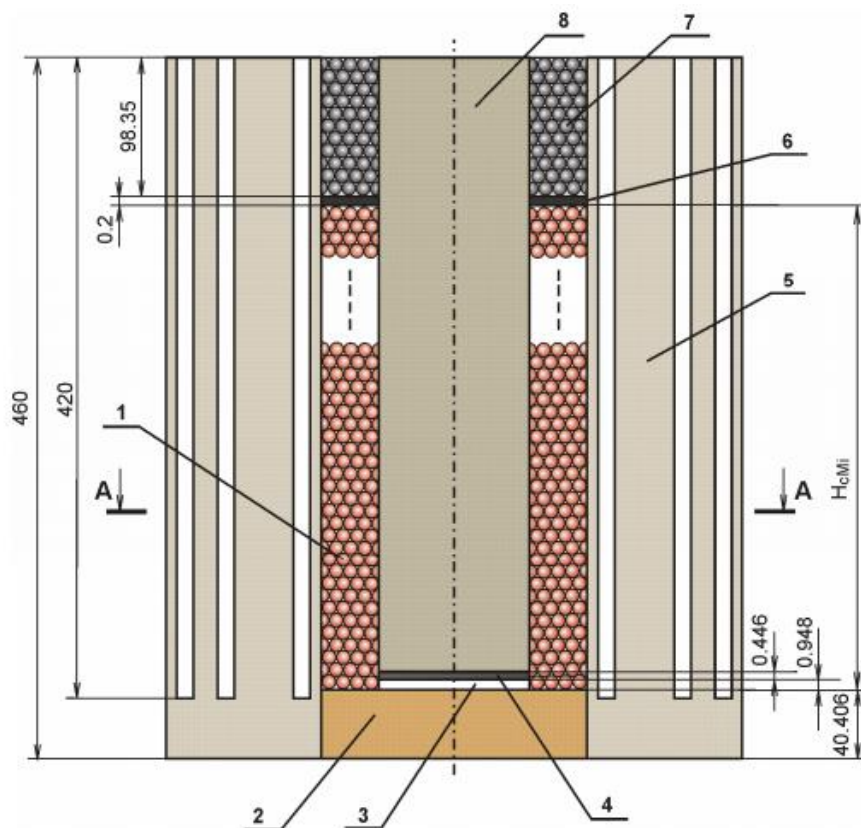
Pro účely benchmarku došlo k řadě zjednodušení geometrie, protože možnost modelování pomocí kódů by bylo příliš složité. Benchmarkové modely neobsahují:

- Nečistoty v palivových jádrech a jejich pokrytích
- Struktury obklopující reaktor (tlakovou nádobu, podpůrnou konstrukci)
- Pohony regulačních orgánů a všechna zařízení nad vrchní plochou reflektoru
- Neutronové detektory s kabely v bočním reflektoru
- Další zjednodušení povrchů jednotlivých částí reaktoru, které nebyly hladké a měly různou strukturu.

Všechna tato zjednodušení byla vyhodnocena jako zanedbatelná vůči skutečné struktuře experimentálního zařízení. Byla spočtena jejich chyba, která byla následně zařazena do celkové neurčitosti benchmarku.

Experiment pro všech pět konfigurací byl proveden při pokojové teplotě 19,5 – 21,5 °C a veškeré skuliny v zařízení a volný prostor kolem palivových elementů byl vyplněn vzduchem. V benchmarkové úloze je použita teplota 300 K.

Na následujících obrázcích jsou zobrazeny řezy částmi zařízení včetně rozměrů zadaných benchmarkovou úlohou a jsou doplněny tabulkami s parametry pěti konfigurací.



Rozměry v cm

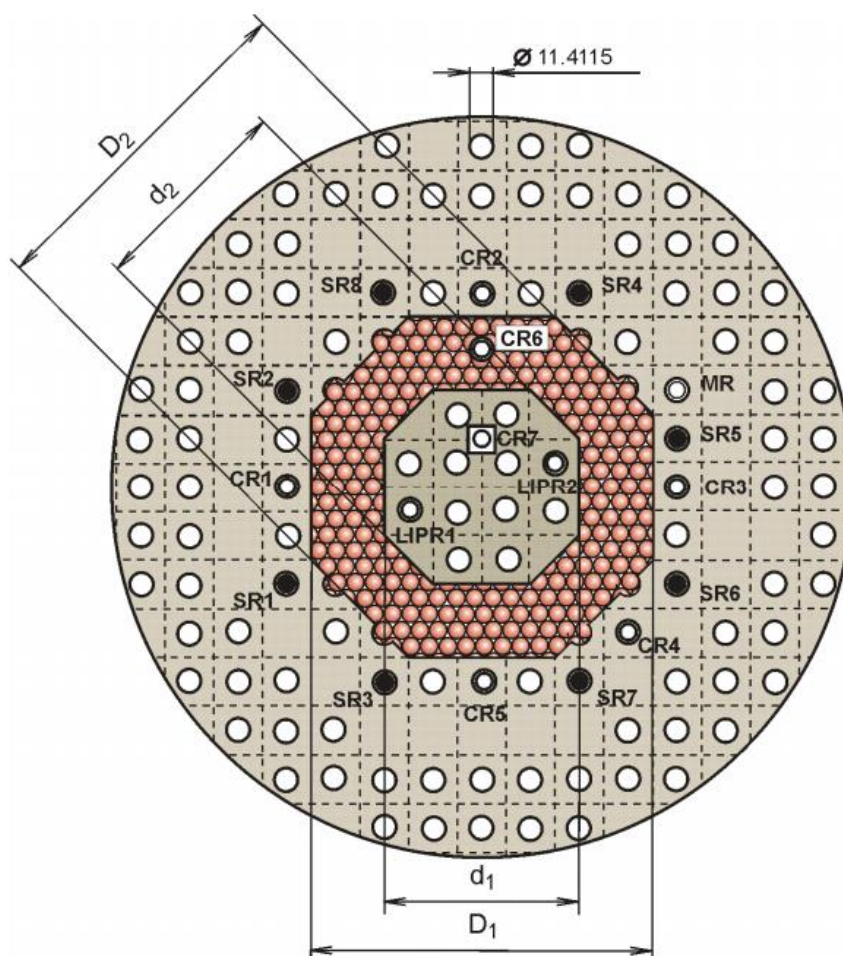
- 1 Aktivní zóna s palivovými elementy
- 2 Spodní reflektor (BR)
- 3,4 Podpůrná konstrukce vnitřního reflektoru (IR)
- 5 Boční reflektor (SR)
- 6 Separáčn  pl t ze slitiny AD1 (pouze v konfiguraci  . 5, v ostatn ch konfigurac ch nahrazen vzduchem
- 7 Vrchn  reflektor (TR) (pouze v konfiguraci 5)
- 8 Intern  reflektor (IR)

Obr zek 15- Vertik ln  řez benchmarku ICT008

V n sleduj c  tabulce je zobrazena konfigurace aktivn  z ny p ti variant benchmarku, kter  je pops na za pomoci v šky zapln n  aktivn  z ny (H_{cMi} [cm]), po tu kulovit ch element  paliva N_{FEi} a packing faktoru f_i . Každ  element paliva obsahoval 3886.3 palivov ch  st ic TRISO.

Tabulka 5- Tabulka s konfigurac  aktivn  z ny

Varianta	H_{cMi} [cm]	N_{FEi} [-]	f_i [-]
1	180.354	16897	0.59914
2	215.134	20287	0.60304
3	292.584	27671	0.60480
4	321.044	30432	0.60618
5	321.044	30432	0.60618



Obrázek 16 - Horizontální řez benchmarku ICT008

V obrázku č. 16 je zobrazen horizontální řez zařízením s popisky pro umístění regulačních orgánů do jednotlivých kanálů. Rozměry jsou $D_1=175,56$ cm; $D_2=178,19$ cm; $d_1=99,54$ cm a $d_2=105,73$ cm. Popisky CR1-7 reprezentují rozmístění kontrolních tyčí, MR je manuální tyč, SR1-8 jsou bezpečnostní tyče a LIPR1-2 jsou tyče, které jsou tyče bez lineárního pohonu, které mohou být pouze plně zasunuty nebo plně vytaženy. Konfigurace regulačních orgánů pro jednotlivé konfigurace je zobrazena v tabulce č. 6 a č. 7.

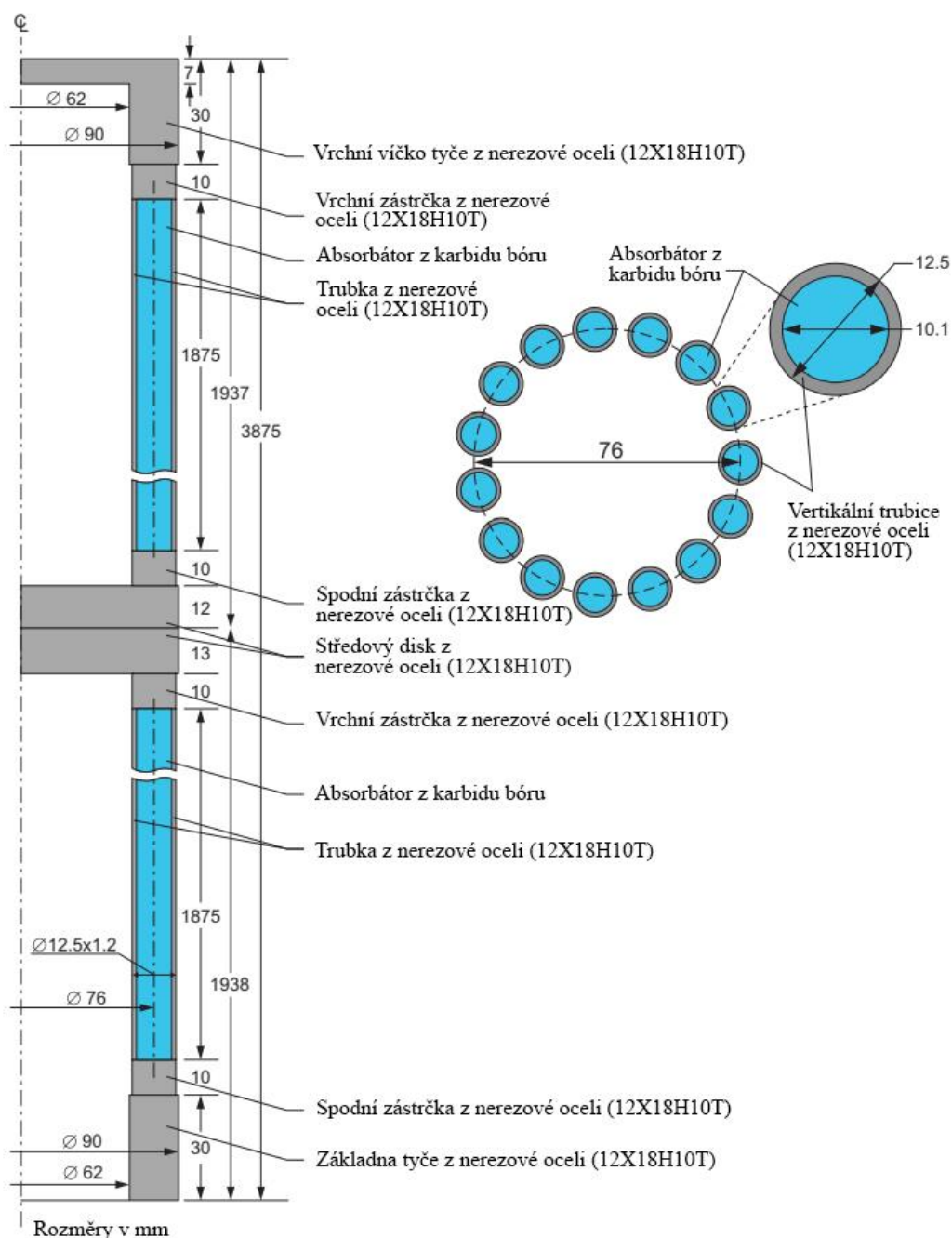
Tabulka 6 - Umístění regulačních tyčí, které se mění v závislosti na variantě [27]

Varianta	Pozice spodního konce tyčí od dna kanálu v cm			
	LIPR1	LIPR2	MR	CR5
1	-	-	178.8	402.6
2	42.6	-	160.5	402.6
3	42.6	42.6	225.1	402.6
4	42.6	42.6	403.5	184.6
5	42.6	42.6	403.5	93

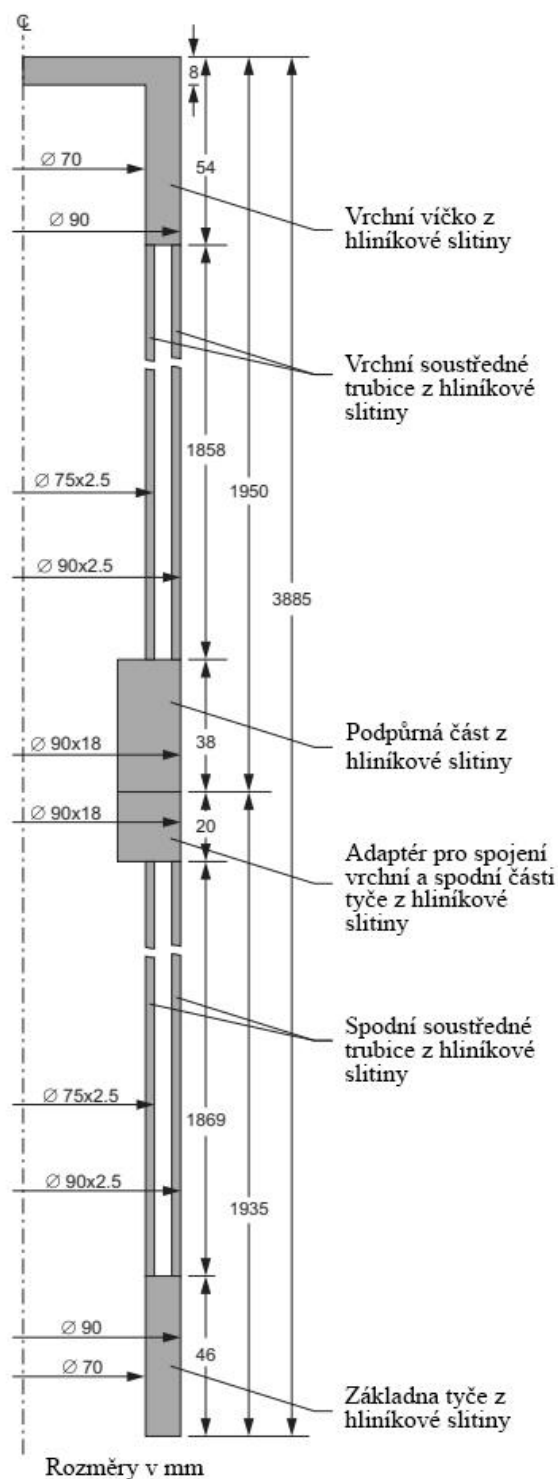
Tabulka 7 - Umístění regulačních tyčí, které se nemění v závislosti na variantě [27]

Varianta	Pozice spodního konce tyčí od dna kanálu v cm						
	CR1	CR2	CR3	CR4	CR5	CR7	SR 1-8
1-5	404.8	402.8	391.2	398.7	395.1	395	400

Tvar a rozměry všech regulačních tyčí jsou shodné s výjimkou Manuální tyče MR. Jejich modely jsou zobrazeny na obrázcích 17 a 18.



Obrázek 17 - Model pro tyče LIPR, CR a SR [27]



Obrázek 18 - Model tyče MR [27]

Hodnota koeficientu násobení pro benchmarkovou úlohu byla následně stanovena z hodnoty získané skutečným experimentem na zařízení ASTRA. Do původní hodnoty k_{eff} byly započteny chyby způsobené zjednodušením modelu benchmarku o parametry uvedené dříve v této kapitole. Následně byl proveden referenční výpočet pomocí kódu MCU-REA1

s knihovnou jaderných dat MCUDAT-2.2. Hodnoty k_{eff} pěti konfigurací pro benchmarkovou úlohu a referenční výpočet kódem MCU-REA1 jsou uvedeny v tabulce č. 8.

Tabulka 8 - Hodnoty k_{eff} pro benchmarkovou úlohu a vypočtené kódem MCU-REA1[27]

Varianta	K_{eff} benchmarku	K_{eff} MCU-REA1 (DLC/MCUDAT-2.2)
1	1.0000 ± 0.0036	0.9912 ± 0.0005
2	1.0000 ± 0.0036	0.9936 ± 0.0005
3	1.0000 ± 0.0036	0.9977 ± 0.0005
4	1.0000 ± 0.0036	0.9989 ± 0.0005
5	1.0000 ± 0.0036	1.0006 ± 0.0005

4.2 IEU-COMP-THERM-010

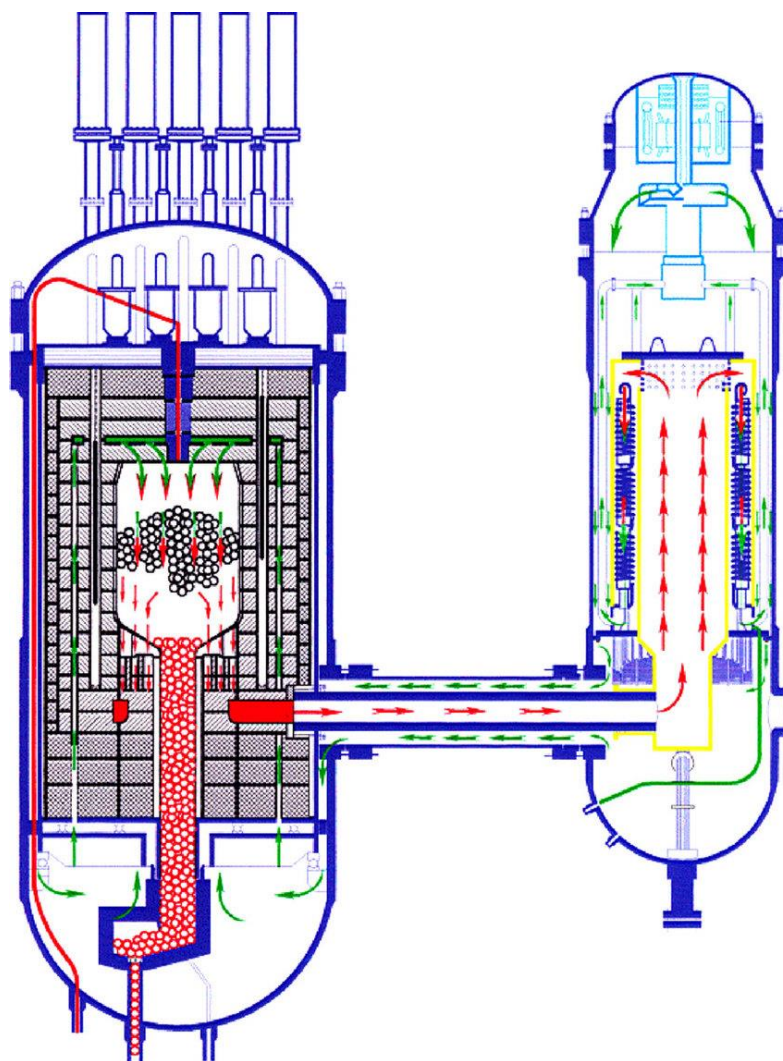
4.2.1 Popis zařízení

Druhý z vybraných experimentů byl proveden na čínském experimentálním reaktoru HTR-10 postaveném v Institute of Nuclear and New Energy Technology (INET), který je součástí výzkumného institutu Tsinghua University v Pekingu. Jedná se o malé zařízení o výkonu 10 MWt, které bylo dokončeno v roce 2000 a mělo sloužit pro rozvoj a výzkum paliva pro HTGR a testování kogenerace plynového a parního cyklu. Výsledky z prvního uvedení do kritického stavu byly poskytnuty pro vytvoření benchmarku a pro validaci výpočetních kódů.

Zařízení se skládá ze tří tlakových nádob, z nichž jedna je nádoba s reaktorem, druhá obsahuje turbogenerátor a třetí slouží k propojení prvních dvou. Ilustrační nákres je možné vidět na obrázku č. 20. Reaktor používá také paliva ve formě kulovitých elementů o průměru 6 cm, které obsahují mikroskopické částičky TRISO. Palivo je umístěno do válcovité aktivní zóny a obohacení pro čerstvé palivo je 17 %. Aktivní zóna má vespod kónické zúžení do výložní trubky, kterou odchází vyhořelé palivo ven z reaktoru. Při výstupu je změřeno jeho vyhoření a případně je vráceno zpět navrch aktivní zóny. Výhodou reaktoru je kontinuální výměna paliva, která umožňuje nepřetržitý provoz s odstávkami pouze pro údržbu. Aktivní zóna je obklopena ze všech stran grafitovými reflektory s různým obsahem bóru a kanály pro regulační tyče a bezpečnostní systémy.

Při prvotním dosažení kritického stavu byl reaktor ve studeném stavu, všechny regulační orgány byly z reaktoru vyjmuty a místo helia byl vnitřní prostor vyplněn vzduchem pokojové teploty. Výložní trubka a kónické zúžení bylo naplněno kulovitými elementy bez obsahu

paliva (dummy pebbles) stejných rozměrů jako těm s palivem. V aktivní zóně (válcovitá část reaktoru) bylo umístěno 16890 pebbles, které byly v poměru 57:43 rozděleny na palivové pebbles ku dummy pebbles, a packing faktor byl roven 0,61. Každý palivový element obsahoval 8335 vícevrstvých částic TRISO.



Obrázek 19 - Náskres zařízení HTR-10 [26]

4.2.2 Popis benchmarkové úlohy

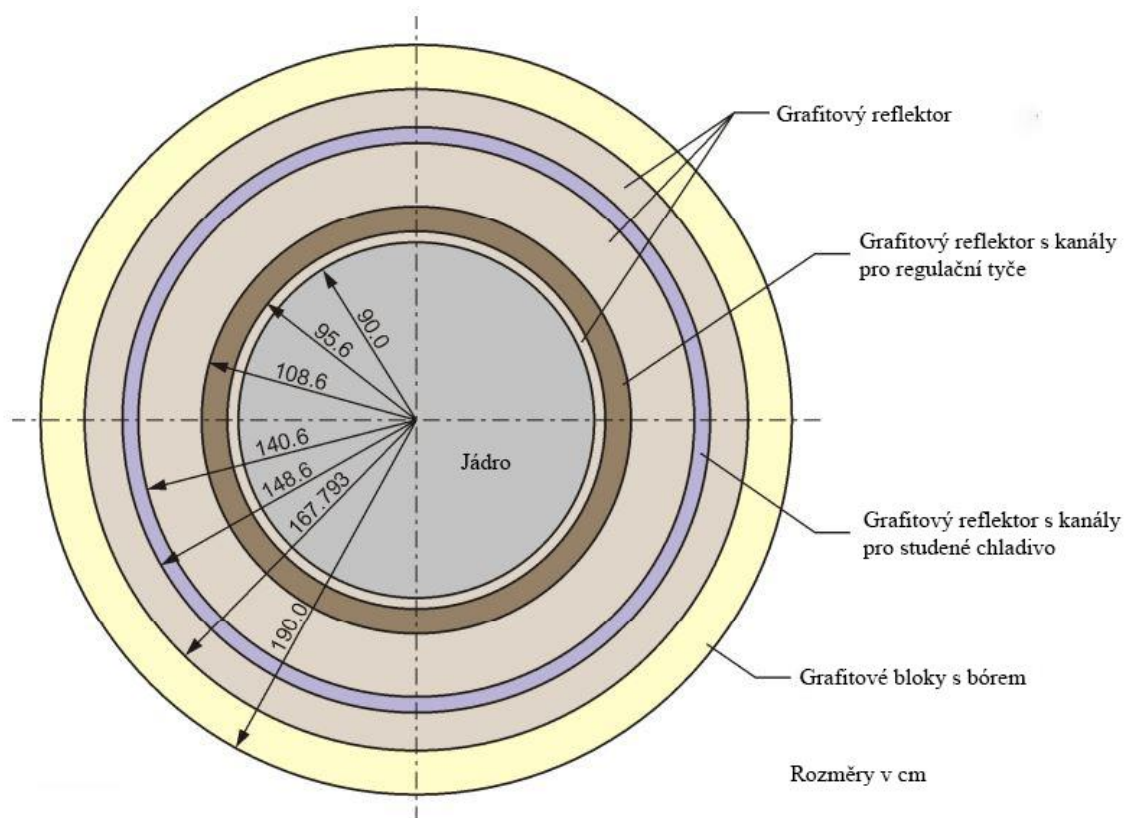
Pro účely benchmarkové úlohy byly vytvořeny dva modely. První z modelů označený jako High-fidelity byl vytvořen dle známé geometrie reaktoru včetně kanálů pro regulační orgány, kanálů pro chladicí medium, aby odpovídal co nejpřesněji skutečnosti. Druhý, označený jako Simplified model, byl zjednodušen geometricky tak, aby bylo možné jej vytvořit za pomoci kódů podporujících pouze dvourozměrnou tvorbu. Byl proto homogenizován azimutálně.

Množství palivových elementů v obou modelech zůstalo nezměněno od skutečného experimentu. Výška paliva v aktivní zóně je stanovena na 123,06 cm od hranice mezi konickým zúžením a válcovitou částí reaktoru. V přesnějším modelu je možné provést modelování paliva včetně vrchní části hromady vytvořené spadáváním palivových koulí do reaktoru v jednom místě, nebo použít právě ekvivalentní rovinu ve výšce 123,06. Rozdíl v modelování je dle zadání benchmarku zanedbatelný a není opodstatněná jeho tvorba, protože nedojde nikdy ke stejnému uspořádání při dvakrát opakovaném plnění aktivní zóny.

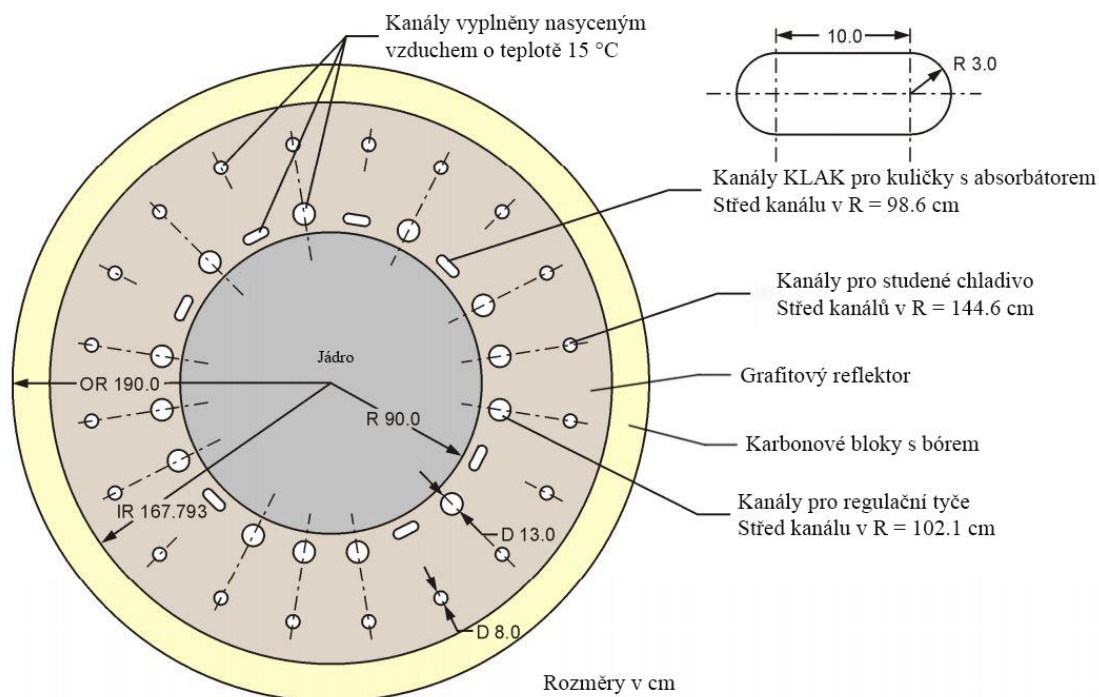
U obou benchmarkových úloh byly navíc provedeny následující zjednodušení:

- Části zařízení mimo grafitové reflektory nejsou do modelu zahrnuty
- Kónická část a výložní trubka jsou modelovány jako pevný grafit s materiálovými parametry spočítanými dle skutečného složení
- Některé dutiny pro průchod chladicího média jsou homogenizovány s materiálem v celém regionu

Geometrie obou modelů je zobrazena na obrázcích č. 20-22.



Obrázek 20 - Horizontální řez zjednodušeným modelem [27]

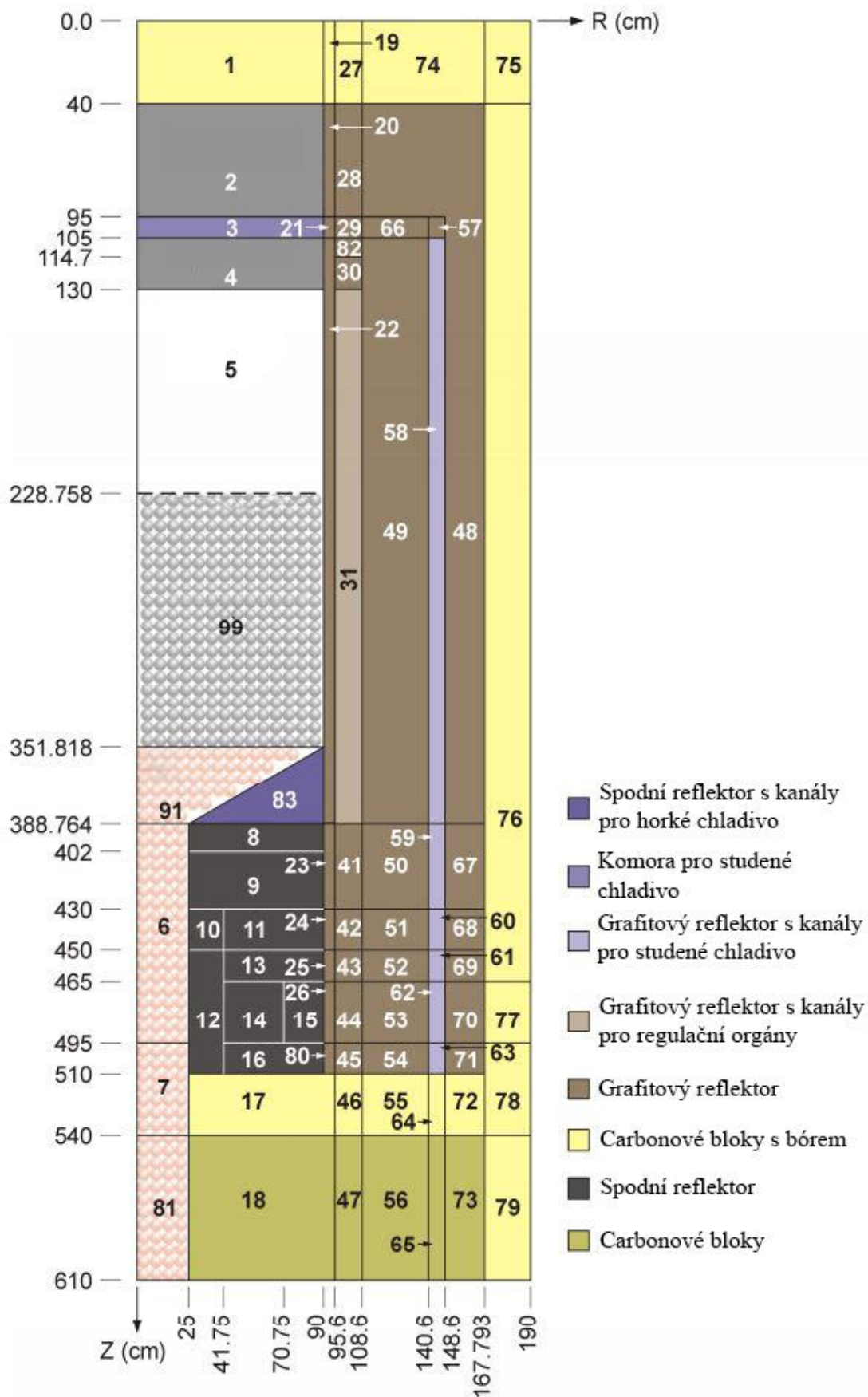


Obrázek 21 - Horizontální řez High-fidelity modelem [27]

Přesné rozměry pro jednotlivé otvory v reflektoru jsou udány v tabulce č. 9. Jejich popis je proveden pomocí r a z souřadnic. Číselné označení jednotlivých regionů v obrázku č.22 slouží k popisu složení materiálů dané zóny, které jsou uvedeny v originálním dokumentu benchmarku v tabulce č. 3.5.

Tabulka 9 - Rozměry kanálů pro chladicí medium a regulační orgány v High-fidelity modelu [27]

Region	Průměr [cm]	Souřadnice středu [cm]	Délka kanálu [cm]
Kanály pro chladicí medium	8.0	$r=144.6$	$105 \leq z \leq 610$
Kanály pro kontrolní tyče	13.0	$r=102.1$	$0 \leq z \leq 450$
Válcovité kanály KLAKE	6.0	$r=98.6$	$0 \leq z < 130$ $388.764 < z \leq 610$
Oválné kanály KLAKE	viz obrázek 22	$r=98.6$	$130 \leq z \leq 388.764$
Potrubií pro horký plyn	30.0	$z=480$	$90 \leq r \leq 190$
Výložní trubka	50.0	$r=0$	$388.764 \leq z \leq 610$



Obrázek 22 - Vertikální řez obou modelů [27]

Hodnota k_{eff} původního experimentu byla stanovena jako základní pro věrnější model. Následně byl proveden výpočet pomocí kódu MCNP s knihovnou ENDF/B-V pro obě varianty a po odečtení hodnoty k_{eff} věrnějšího modelu od jednoduššího byla stanovena hodnota pro benchmark zjednodušeného modelu. Obě hodnoty jsou uvedeny v tabulce č. 10.

Tabulka 10 - Hodnoty k_{eff} benchmarku ICT010 a hodnoty spočtené referenčním výpočtem [27]

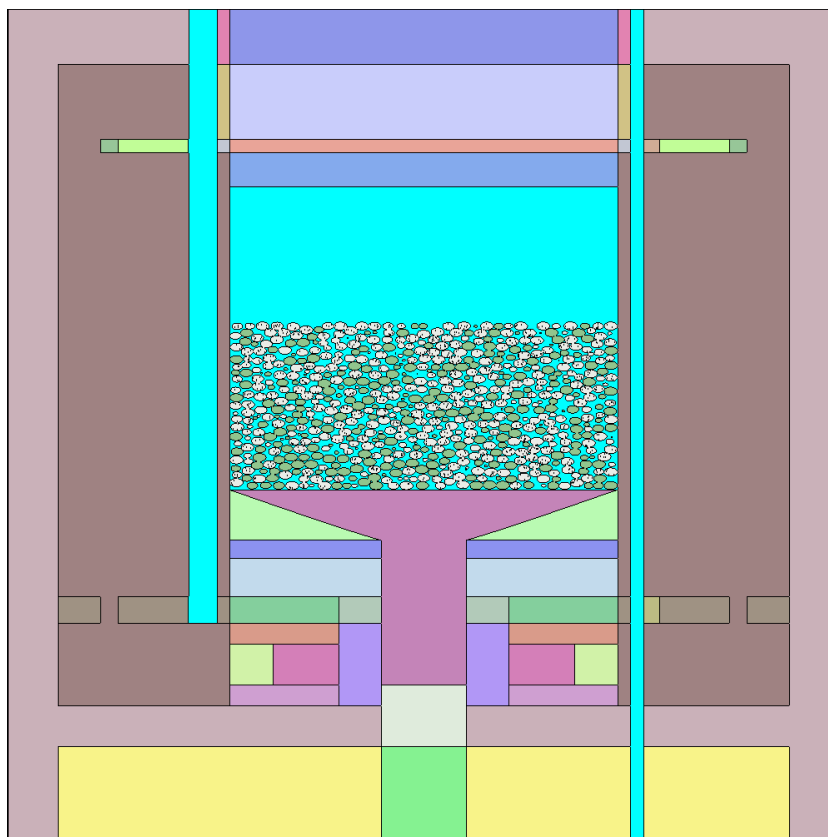
Varianta	K_{eff} benchmarku	K_{eff} MCNP (ENDF/B-V)
High-fidelity	1.0000 ± 0.0037	1.0119 ± 0.00021
Simplified	1.0131 ± 0.0037	1.0250 ± 0.00021

5 Popis modelů kódem Serpent a zhodnocení výpočtů

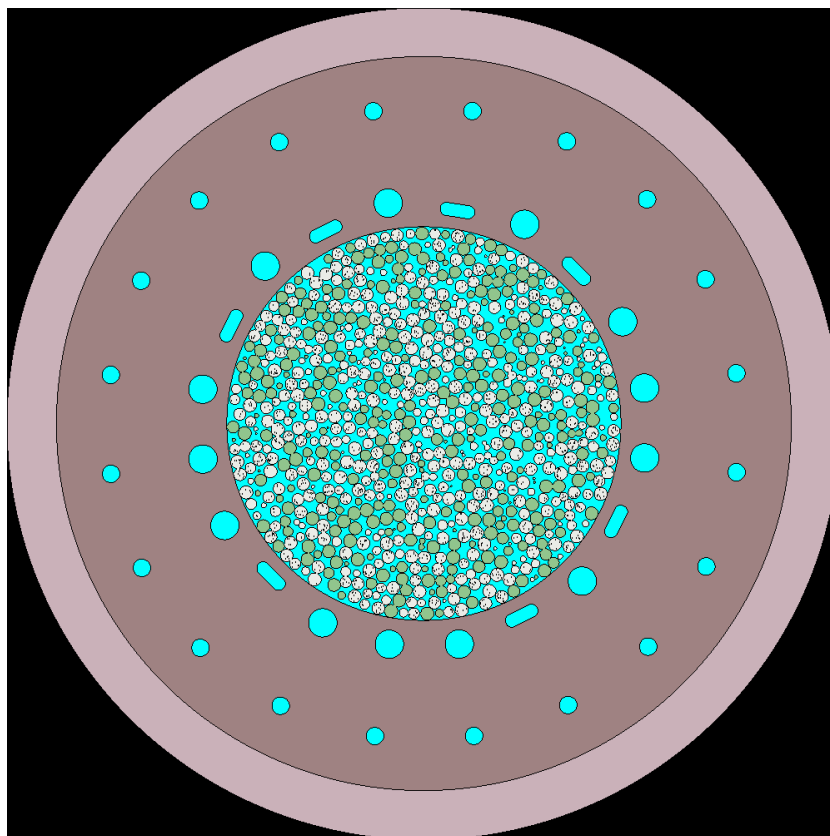
Pro validaci byly vytvořeny modely ze dvou benchmarkových úloh, které obsahují dohromady sedm modelů. Následně byl proveden výpočet kódem Serpent 2 ve verzi 2.1.31, která byla uvolněna 19. května 2019. Jako zdroj účinných průřezů bylo použito sedm rozdílných knihoven jaderných dat BROND-3.1; ENDF/B ve verzi VII.1 a VIII.0; dále pak knihovny JEFF verze 3.2 a 3.3 a nakonec JENDL 3.3 a JENDL 4.0.

5.1 Popis modelů

Pro modely bylo vytvořeno rozložení aktivní zóny explicitní metodou za pomoci příkazu *-disperse* popsaného v kapitole 3.1.5. V úloze ICT-010 byl dodržen shodný počet kulovitých elementů a hodnoty packing faktoru v aktivní zóně dle benchmarku včetně poměru fuel a dummy pebble, protože aktivní zóna je jednoduchého válcovitého tvaru obsaženého v nabídce příkazu *-disperse*. Na obrázcích 23 a 24 je zobrazen grafický výstup z modelu ICT-010 ve variantě high-fidelity.

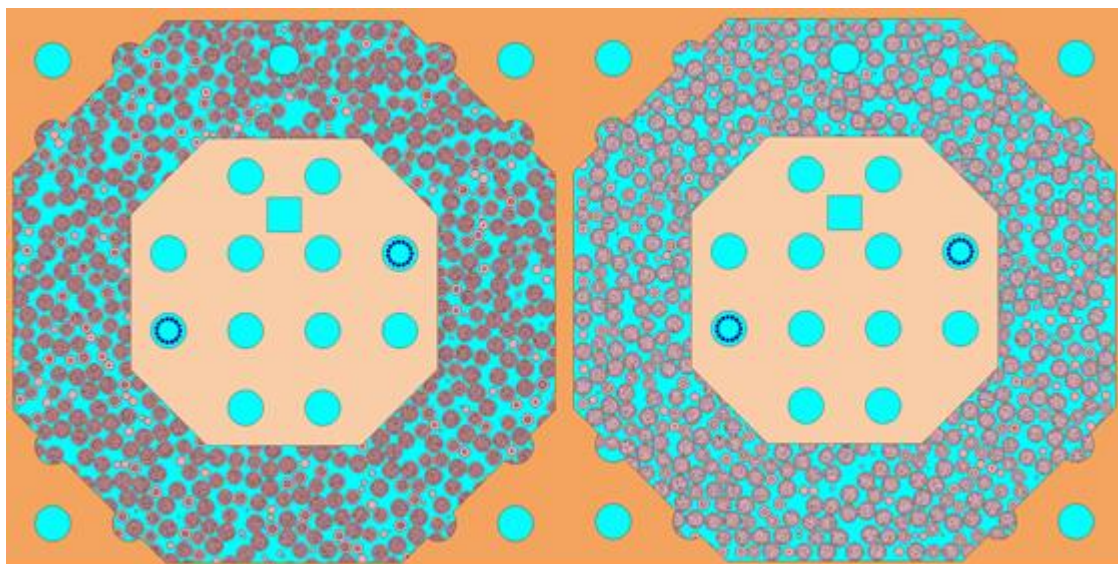


Obrázek 23 - Vertikální řez modelem HTR-10 High-fidelity



Obrázek 24 - Horizontální řez modelem HTR-10 High-fidelity ve úrovni $z=-350$

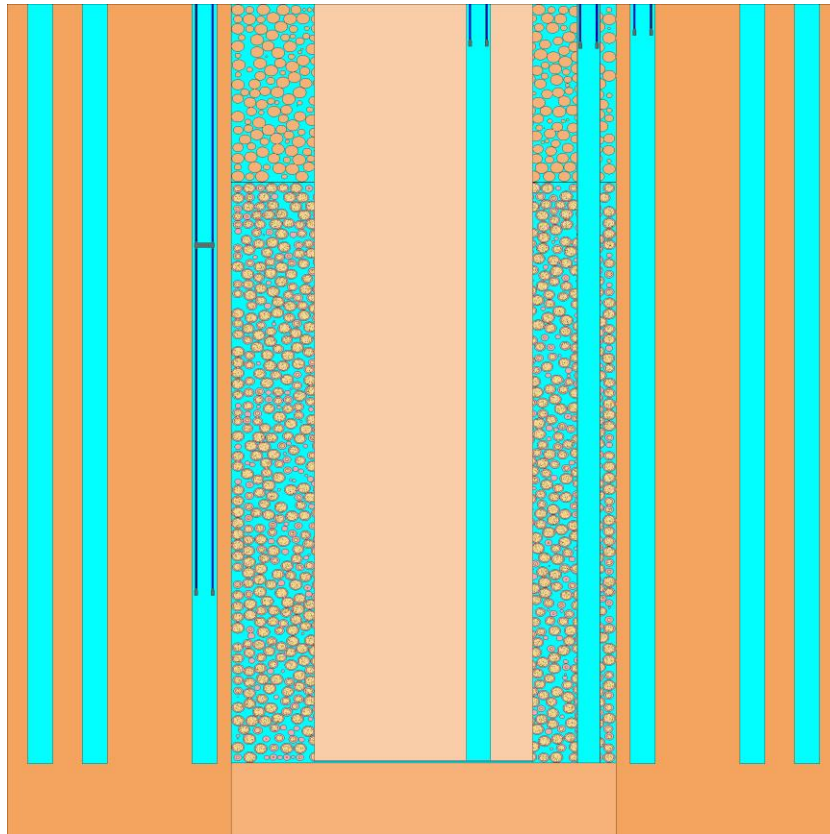
U úlohy ICT-008 nebylo možné počet palivových elementů dodržet, protože příkaz pro vytvoření souboru s rozložením palivových elementů má omezené možnosti tvaru aktivní zóny. Bylo proto vyhotoveno dvou různých tvarů aktivní zóny, kdy v prvním případě byl prostor aktivní zóny definován jako mezikruží (Annular Cylinder) s kružnicemi o poloměru 100 cm a 45 cm, aby bylo zajištěno vyplnění celé aktivní zóny skutečného tvaru osmistěnou. Program Serpent za pomoci definic ve vstupním souboru zajistil následně ořezání kulových elementů zasahujících do vnitřního a vnějšího reflektoru. Jako druhá varianta bylo vytvoření aktivní zóny ve tvaru kvádru (Cuboid) s podstavou čtverce se stranou $a=D_I$ a výškou rovnou parametru H_{cMi} , čímž bylo zajištěno dodržení vnějších svislých a vodorovných hran aktivní zóny a došlo tak k ořezání palivových elementů jen na šikmých hranicích vnějšího reflektoru a hranicích vnitřního reflektoru. Pro znázornění je tento problém zobrazen na grafických výstupech z excelu na obrázku 24. Z obrázku je patrné, že došlo k ořezání části palivových elementů, což následně mělo vliv na výsledný k_{eff} výpočtu. Pro všech 5 konfigurací byly provedeny výpočty obou variant, aby byl patrný vliv ořezaných pebbles na výsledný k_{eff} .



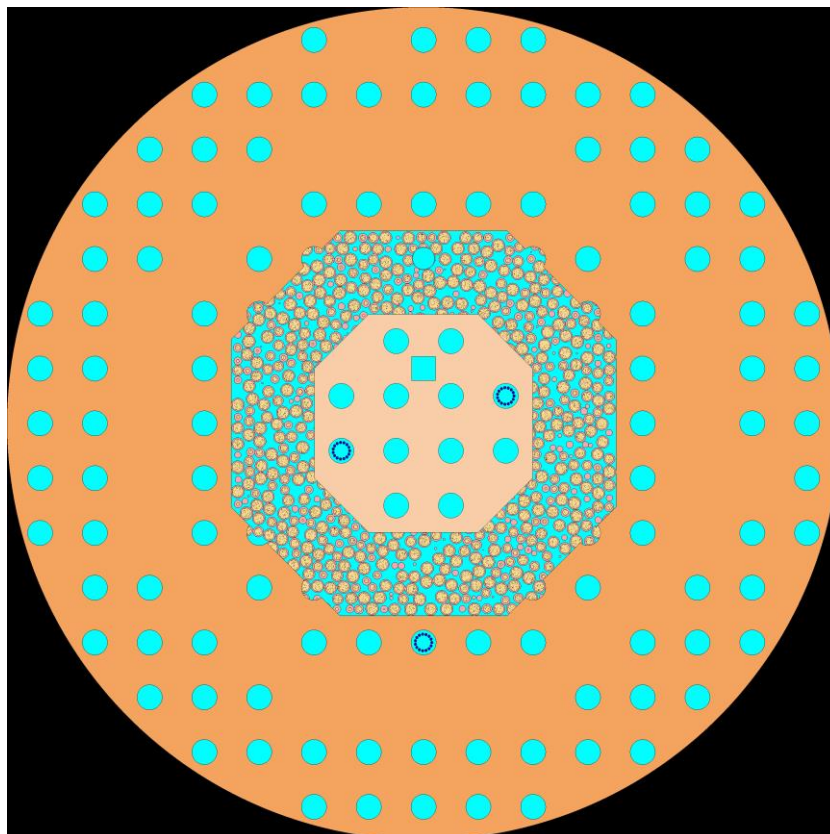
Obrázek 25 - ICT-008 definice umístění koulí jako mezikruží (vlevo) a kvádr (vpravo)

Pro eliminaci ořezaných pebbles byl testován ještě třetí postup tvorby aktivní zóny. Byl vytvořen externí program, který měl za úkol dle definovaných rozměrů aktivní zóny odpovídajících benchmarkovému zadání vymazat ze souboru se souřadnicemi všechny pebbles, které jakoukoliv částí přesahují přes okraj aktivní zóny. Použití programu pro eliminaci pebbles vedlo ke konečnému snížení palivových elementů zhruba o 10-12 % pod počet zadaný benchmarkem. To vedlo ke vzniků prázdných míst (dutin) jak při okraji vnějšího, tak při okraji vnitřního reflektoru a poklesu reaktivity až o více než 5 %. Nakonec byla tato varianta pro největší chybu úplně zavrhnuta a nebyla dál testována.

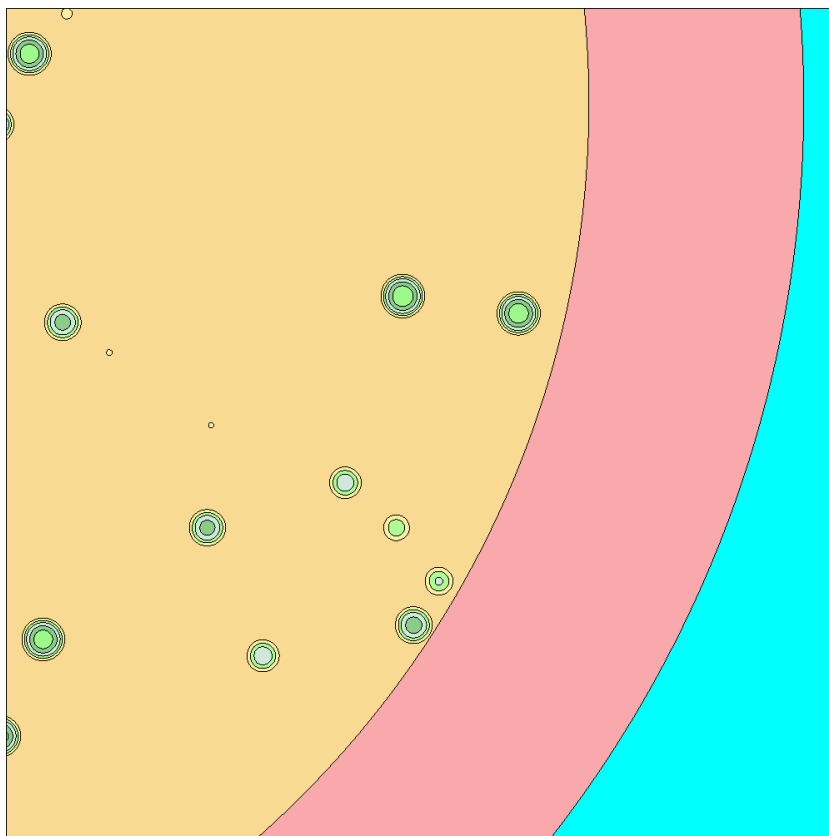
Na obrázcích 26-28 je vidět grafický výstup z kódu Serpent pro úlohu ICT-008 v konfiguraci pět. Na obrázku č. 27 je možné vidět rozmístění palivových elementů ve spodní části a umístění dummy pebbles ve vrchním reflektoru. V kanálech pro regulační orgány je pak možnost vidět polohu některých regulačních tyčí.



Obrázek 26 - Vertikální řez modelem ICT-008 v konfiguraci č.5



Obrázek 27- Horizontální řez modelem ICT-008 v konfiguraci č.5



Obrázek 28 - Detailní pohled na rozmístění částic TRISO v kulovitém elementu

Všechny ostatní tvary a parametry modelů byly shodné se zadáním v benchmarkových úlohách ICT-008 a ICT-010.

Vstupní soubory pro všechny modely byly z důvodu přehlednosti rozděleny do více částí, kdy hlavní soubor obsahoval vlastní geometrii reaktoru vytvořenou povrchy a buňkami. Rozložení kulových elementů v aktivní zóně bylo uvedeno v samostatném souboru, stejně tak složení materiálů a regulační orgány pro modely ICT-008. Rozsah jednoho modelu se tak pohyboval celkem mezi 700–1000 řádky.

5.2 Diskuze výsledků

Všechny výpočty byly prováděny s parametry 50 000 neutronů v jedné generaci, počet generací byl 2000 a vypočtený k_{eff} prvních 50 generací byl ignorován z důvodu konvergence výpočetní metody.

5.2.1 IEU-COMP-THERM-008

Pro úlohu ICT-008 byl proveden nejprve výpočet s knihovnou ENDF/B-VIII.0 pro všech pět konfigurací v obou variantách rozložení aktivní zóny, viz kapitola 5.1, a následně pro konfiguraci číslo 5 ve variantě s rozložením do kvádrů byl proveden výpočet pro zbylé knihovny. Výsledné hodnoty k_{eff} jsou uvedeny v tabulkách 11-12 spolu k_{eff} zadané benchmarku a pak vypočítaným Δk_{eff} v procentech, které zobrazuje odchylku Serpent od hodnoty benchmarku.

Tabulka 11 - Výsledné hodnoty k_{eff} pro pět konfigurací úlohy ICT-008 s knihovnou ENDF/B-VIII.0 v porovnání s benchmarkem

Varianta aktivní zóny	Konfigurace	k_{eff} Serpent	$1\sigma_{simulace}$	k_{eff} Benchmarku	$1\sigma_{benchmarku}$	Δk_{eff} [%]
Cuboid	1	1.01431	0.00013	1.0000	0.0036	1.431
	2	1.02054	0.00014		0.0036	2.054
	3	1.02211	0.00013		0.0036	2.211
	4	1.02308	0.00013		0.0036	2.308
	5	1.02108	0.00013		0.0036	2.108
Annular cylinder	1	1.02122	0.00013		0.0036	2.122
	2	1.02635	0.00014		0.0036	2.635
	3	1.02476	0.00013		0.0036	2.476
	4	1.02983	0.00013		0.0036	2.983
	5	1.02767	0.00013		0.0036	2.767

Z tabulky 11 je patrný rozdíl ve výsledném k_{eff} v závislosti na uspořádání aktivní zóny. Průměrné k_{eff} pro všech 10 modelů dosahuje hodnoty 1.02309 se směrodatnou odchylkou 0.00437. Všechny pět modelů využívající variantu rozmístění aktivní ve tvaru kvádrů zóny jsou nižší než tato hodnota, naopak všechny modely krom konfigurace 1 s aktivní zónou jako mezikruží jsou vyšší, což dokazuje že eliminování částečných elementů na hranicích aktivní zóny vede ke snížení celkové chyby výpočtu až o jednu třetinu. Průměrná systematická chyba výpočtu kódem Serpent se pohybovala v těchto modelech 2.3095 %. Tato chyba bude s největší pravděpodobností způsobená právě nedokonalým modelem aktivní zóny, kterou

Serpent neumí vymodelovat přesně právě z důvodu tvaru, který není přednastaven v příkazu *-disperse*. Když se podíváme na tabulku č. 13, kde je úloha ICT-010 na zařízení HTR-10 a srovnáme k_{eff} pro stejnou knihovnu ENDF/B-VIII.0, tak vidíme, že výsledky se pro zjednodušený i přesný model pohybovaly v rozmezí nejistoty benchmarkové hodnoty. Pro eliminování této chyby by tak bylo vhodné použít externí program pro modelování aktivní zóny reaktorů HTR, například LIGGGHTS jako v článku [28], kde byly provedeny výpočty pro 5 konfigurací úlohy ICT-008 s kódem Serpent 1 a výsledné Δk_{eff} bylo ve všech konfiguracích nižší než 0.7 %.

Pokud se podíváme na první část tabulky, je vidět, že s rostoucí výškou aktivní zóny dochází k nárůstu hodnoty k_{eff} od konfigurace 1 až 4. V konfiguraci 5 se projevuje zvýšené množství ořezaných dummy pebbles ve vrchním reflektoru obsahujících částice boru, který funguje jako absorbátor neutronů a dochází k poklesu výsledného k_{eff} .

V tabulce č. 12 pak byl vybrána právě varianta s aktivní zónou vytvořenou do tvaru kvádrů v konfiguraci č. 5 a byl proveden výpočet různými knihovnami jaderných dat. Všechny knihovny využívají formátu ENDF-6. Nejblíže se benchmarkové hodnotě k_{eff} přiblížila japonská knihovna jaderných dat JENDL-4.0 s $k_{eff}=1.0165$. Použitím této knihovny se tak snížila systémová chyba oproti knihovně ENDF/B-VIII.0 o 0.458 %. Naopak starší verze JENDL-3.3 z roku 2002 vykázala druhou nejvyšší chybu 2,969 %. Nejvyšší chyba vznikla za použití ruské knihovny BROND-3.1, se kterou narostla systematická chyba na 3.485 %. Každá z knihoven používá rozdílná jaderná data a obsahuje různý počet evaluovaných nuklidů, které s největší pravděpodobností mají za příčinu vzniklé rozdíly ve výsledném k_{eff} .

Tabulka 12 - Hodnoty k_{eff} s různými knihovnami v konfiguraci č.5 pro úlohu ICT-008

Varianta aktivní zóny	Knihovna	k_{eff} Serpent	$1\sigma_{simulace}$	k_{eff} Benchmarku	$1\sigma_{benchmarku}$	Δk_{eff} [%]
Cuboid	BROND-3.1	1.03485	0.00014	1.0000	0.0036	3.485
	ENDF/B-VII.1	1.01884	0.00014		0.0036	1.884
	ENDF/B-VIII.0	1.02108	0.00013		0.0036	2.108
	JEFF-3.2	1.02068	0.00013		0.0036	2.060
	JEFF-3.3	1.01974	0.00013		0.0036	1.974
	JENDL-3.3	1.02969	0.00014		0.0036	2.969
	JENDL-4.0	1.0165	0.00014		0.0036	1.650

Na následujících tabulkách 13 a 14 jsou porovnány výsledné k_{eff} získané kódem *Serpent* s hodnotami k_{eff} prezentovanými v experimentu, které byly získány referenčním výpočtem za pomoci kódu *MCU-REA1* s knihovnou jaderných dat *DLC/MCUDAT-2.2*. Referenční kód dosahoval mnohem bližších výsledků, v průměru s odchylkou pouze 0.32 %, od benchmarkové úlohy a lehce podhodnocoval, na rozdíl od *Serpent*, který měl průměrnou chybu 2.3095 %. Důvodem pro dané rozdíly je zřejmě opět rozmístění palivových elementů v aktivní zóně, které kód *MCU-REA1* provádí odlišným způsobem. Nejdříve vytvoří krychlovitou matici v prostoru aktivní zóny pro maximální dosažitelný packing faktor a následně ji upraví na požadovanou hodnotu, kdežto *Serpent* umísťuje náhodně elementy do prostoru, který má omezenou definici. Průměrná odchylka s knihovnou *ENDF/B-VIII.0* od kódu *MCU-REA1* byla 2.6695 %.

Tabulka 13 - Výsledné hodnoty k_{eff} pro pět konfigurací úlohy *ICT-008* s knihovnou *ENDF/B-VIII.0* v porovnání s referenčním výpočtem kódem *MCU-REA1*

Varianta aktivní zóny	Konfigurace	k_{eff} <i>Serpent</i> $\pm 1\sigma$	k_{eff} <i>MCU-REA1</i> (<i>DLC/MCUDAT-2.2</i>) $\pm 1\sigma$	Δk_{eff} [%]
Cube	1	1.01431 \pm 0.00013	0.9912 \pm 0.0005	2.311
	2	1.02054 \pm 0.00014	0.9936 \pm 0.0005	2.694
	3	1.02211 \pm 0.00013	0.9977 \pm 0.0005	2.441
	4	1.02308 \pm 0.00013	0.9989 \pm 0.0005	2.418
	5	1.02108 \pm 0.00013	1.0006 \pm 0.0005	2.048
Annular cylinder	1	1.02122 \pm 0.00013	0.9912 \pm 0.0005	3.002
	2	1.02635 \pm 0.00014	0.9936 \pm 0.0005	3.275
	3	1.02476 \pm 0.00013	0.9977 \pm 0.0005	2.706
	4	1.02983 \pm 0.00013	0.9989 \pm 0.0005	3.093
	5	1.02767 \pm 0.00013	1.0006 \pm 0.0005	2.707

Při použití rozdílných knihoven v konfiguraci č. 5 se hodnotě získané kódem MCU-REA1 přiblížila knihovna JENDL-4.0, kde byl rozdíl pouze 1.59 %. Naopak největší rozdíl vykazala opět ruská knihovna BROND-3.1. Ostatní knihovny se vykazují zhruba dvouprocentní odchylku od referenčního výpočtu viz. Tabulka č. 15.

Tabulka 14 - Výsledné hodnoty k_{eff} s různými knihovnami v konfiguraci č.5 pro úlohu ICT-008 v porovnání s výsledky MCU-REA1

Varianta aktivní zóny	Knihovna Serpent	k_{eff} Serpent $\pm 1\sigma$	k_{eff} MCU-REA1 (DLC/MCUDAT-2.2) $\pm 1\sigma$	Δk_{eff} [%]
Cube	BROND-3.1	1.03485 \pm 0.00014	1.0006 \pm 0.0005	3.425
	ENDF/B-VII.1	1.01884 \pm 0.00014		1.824
	ENDF/B-VIII.0	1.02090 \pm 0.00013		2.030
	JEFF-3.2	1.02068 \pm 0.00013		2.000
	JEFF-3.3	1.01974 \pm 0.00013		1.914
	JENDL-3.3	1.02969 \pm 0.00014		2.909
	JENDL-4.0	1.01650 \pm 0.00014		1.590

5.2.2 IEU-COMP-THERM-010

Pro úlohu ICT-010 byl proveden výpočet pro oba modely (High-fidelity a Simplified) rovnou pro všechny knihovny. Výsledné hodnoty k_{eff} jsou uvedeny v tabulkách 15 a 16 spolu k_{eff} zadané benchmarku a pak vypočítaným Δk_{eff} v procentech, které zobrazuje odchylku Serpent od hodnoty benchmarku.

Tabulka 15 - Výsledné hodnoty k_{eff} s různými knihovnami pro úlohu ICT-010, přesný model

	Knihovna	k_{eff} Serpent	$1\sigma_{simulace}$	k_{eff} Benchmarku	$1\sigma_{benchmarku}$	Δk_{eff} [%]
HTR-10 High-fidelity Model	BROND-3.1	1.01108	0.00010	1.0000	0.0037	1.108
	ENDF/B-VII.1	1.00007	0.00010		0.0037	0.007
	ENDF/B-VIII.0	1.00226	0.00010		0.0037	0.226
	JEFF-3.2	1.0014	0.00011		0.0037	0.14
	JEFF-3.3	1.00097	0.00010		0.0037	0.097
	JENDL-3.3	1.00743	0.00010		0.0037	0.743
	JENDL-4.0	0.997069	0.00010		0.0037	-0.293

Tabulka 16 - Výsledné hodnoty k_{eff} s různými knihovnami pro úlohu ICT-010, zjednodušený model

	Knihovna	k_{eff} Serpent	$1\sigma_{simulace}$	k_{eff} Benchmarku	$1\sigma_{benchmarku}$	Δk_{eff} [%]
HTR-10 Simplified Model	BROND-3.1	1.02625	0.00010	1.0131	0.0037	1.315
	ENDF/B-VII.1	1.01523	0.00010		0.0037	0.213
	ENDF/B-VIII.0	1.01761	0.000099		0.0037	0.451
	JEFF-3.2	1.01677	0.00010		0.0037	0.367
	JEFF-3.3	1.01614	0.00010		0.0037	0.304
	JENDL-3.3	1.02287	0.00011		0.0037	0.977
	JENDL-4.0	1.01219	0.00010		0.0037	-0.091

Ve výše zobrazených tabulkách 15 a 16 lze vidět, že systematická chyba pro různé knihovny zde byla menší než jedno procento u všech knihoven s výjimkou ruské knihovny BROND-3.1. V tomto experimentu byla aktivní zóna modelována ve stejném tvaru jako v benchmarku, tedy ve tvaru válce. Nedošlo tak k ořezání části elementů a vnosu kladné reaktivity vyšším množstvím paliva. Druhou nejvyšší odchylku od zadané hodnoty opět vykázala knihovna JENDL-3.3. Novější verze JENDL-4.0 naopak způsobila lehké podhodnocení o 0.293 % pro věrný model a 0.091 % pro zjednodušený model. Nejlepšího výsledku pak dosáhla knihovna ENDF/B-VII.1, která ve věrném modelu měla odchylku pouze sedm tisícín procenta.

Tabulka 17 - Tabulka 13 - Výsledné hodnoty k_{eff} s různými knihovnami pro úlohu ICT-010 v porovnání s referenčním výpočtem kódem MCNP

	Knihovna	k_{eff} Serpent $\pm 1\sigma$	MCNP (ENDF/B-V) $\pm 1\sigma$	Δk_{eff} [%]
HTR-10 High-fidelity Model	BROND-3.1	1.01108 \pm 0.00010	1.0119 \pm 0.00021	-0.082
	ENDF/B-VII.1	1.00007 \pm 0.00010		-1.183
	ENDF/B-VIII.0	1.00226 \pm 0.00010		-0.964
	JEFF-3.2	1.00140 \pm 0.00011		-1.05
	JEFF-3.3	1.00097 \pm 0.00010		-1.093
	JENDL-3.3	1.00743 \pm 0.00010		-0.447
	JENDL-4.0	0.99707 \pm 0.00010		-1.483
HTR-10 Simplified Model	BROND-3.1	1.02625 \pm 0.00010	1.0250 \pm 0.00021	0.125
	ENDF/B-VII.1	1.01523 \pm 0.00010		-0.977
	ENDF/B-VIII.0	1.01761 \pm 0.000099		-0.739
	JEFF-3.2	1.01677 \pm 0.00010		-0.823
	JEFF-3.3	1.01614 \pm 0.00010		-0.886
	JENDL-3.3	1.02287 \pm 0.00011		-0.213
	JENDL-4.0	1.01219 \pm 0.00010		-1.281

V tabulce č.17 je zobrazena odchylka výpočetního kódu MCNP se starší knihovnou ENDF/B ve verzi V. Tato knihovna ještě nepoužívala standardizovaný formát jaderných dat ENDF-6, který přišel až s její novou verzí. Referenční výpočty obsahují mnohem vyšší odchylku od benchmarkové hodnoty než výpočty s kódem Serpent. Nejvyšší shodu s hodnotou k_{eff} získaného kódem MCNP vykazuje knihovna BROND-3.1 a to $\Delta k_{eff}=0.082\%$. Naopak největší rozdíl je u knihovny JENDL-4.0. Průměrný rozdíl za oba modely a všechny knihovny pro benchmark ICT-010 je 1.109 %.

5.3 Zhodnocení

Po vyhodnocení všech výsledků získaných výpočty provedenými v této práci kódem Serpent je možné říci, že kód je možné použít pro výpočty na reaktorech HTR, protože je schopný dosáhnout velmi přesného výsledku viz tabulka č. 14 pro experiment INTERMEDIATE-COMP-THERM-010 provedený na čínském reaktoru HTR-10. Avšak podmínkou je kvalitní model aktivní zóny, aby nebyl devalvován výsledek ořezáním části palivových elementů jako v případě úlohy INTERMEDIATE-COMP-THERM-008.

Jako knihovnu jaderných dat je možné použít většinu aktuálních knihoven s výjimkou ruské knihovny BROND-3.1 a japonské knihovny JENDL-3.2, se kterými dosahuje kód Serpent nejvyšší chyby. Mezi ostatními knihovnami byly rozdíly na úrovni nejistoty výsledného k_{eff} , které lze přičíst nejistotám modelů či jaderných dat.

Systematická chyba Serpent pro reaktory HTR je pro všechny modely s knihovnou ENDF/B-VIII z důvodu nevhodného modelu aktivní zóny v úloze ICT-008 stanovena na 0.01981 se směrodatnou odchylkou 0.006942. Chybu by bylo možné snížit použitím jiného programu pro tvorbu pebble bed. Pro kvalitnější statistické vyhodnocení by bylo vhodné mít více experimentů, ze kterých by byla získána data k většímu porovnání. Bylo by též vhodné rozšířit možnosti těles v příkazu *-disperse*, do kterých jsou umístované elementy skládány.

Výpočetní kód Serpent byl již validován v dokumentu *Validace výpočetního kódu Serpent pro reaktory VVER* [30]. Pro validaci v této práci byly vybrány 3 experimenty z databáze ICSBEP – LCT-030, LCT-064 a LCT-094. Kritické výpočty byly provedeny celkem na 30 modelech aktivních zón pro typ reaktorů VVER s nízkým obohacením, které se běžně v tlakovodních reaktorech používá. Systematická chyba pro tento typ reaktorů byla

v práci stanovena na 0.00976 se směrodatnou odchylkou 0.00344. V odkazovaném dokumentu byla použita knihovna jaderných dat JEFF-3.2, která je použita i v této práci a dosahuje podobných výsledků jako ostatní knihovny. Systematická chyba kódu Serpent je tak nižší pro reaktory VVER a než pro reaktory HTGR.

Závěr

Cílem této diplomové práce byla validace výpočetního kódu *Serpent* a stanovení systematické chyby pro reaktory využívající palivo TRISO. Jedná se o vysokoteplotní reaktory chlazené plynem, které zatím nejsou provozovány v komerční podobě nikde na světě, nýbrž pouze jako experimentální jednotky. Jejich nasazení se však plánuje v následujících letech, protože by oproti stávajícím tlakovodním a varným reaktorům mohly přinést výhody, které jsou zmíněny v této práci.

První část předkládané práce se věnuje nastínění základů reaktorové fyziky, která je nutná pro pochopení procesů probíhajících v jaderném reaktoru. V této části byly vysvětleny základní pojmy z reaktorové fyziky popisující štěpnou řetězovou reakci a koeficienty ovlivňující reaktivitu v aktivní zóně reaktoru.

V druhé části práce bylo věnováno popisu plynem chlazených reaktorů, které byly historicky provozovány v podobě experimentálních či komerčních elektráren ve světě. Jsou zde vysvětleny výhody plynem chlazených reaktorů a volba helia jako nejvhodnějšího plynu. Následně je v kapitole popsána konstrukce heliem chlazených reaktorů s palivem TRISO. Jejich budoucí užití nespočívá jen ve výrobě elektřiny jako u současných reaktorů VVER, ale i v produkci tepla o vysoké teplotě pro následné průmyslové využití například při výrobě vodíku. Jako velký přínos bude také jejich vyšší pasivní bezpečnost. Konec kapitoly je věnován konceptům IV. Generace v oblasti plynem chlazených reaktorů, kde je plánováno navýšení teploty za hranici 1000 °C.

Třetí část práce popisuje výpočetní program *Serpent*. Prostor byl věnován hlavně syntaxi vstupního souboru, která je používána pro vymodelování zadané úlohy. Je zde také popsán speciální příkaz pro vytvoření souboru s rozmístěním palivových elementů pro vytvoření aktivní zóny reaktoru HTR.

Čtvrtá kapitola byla věnována charakterizování validovaných experimentů, dle kterých byly následně vytvořeny modely pro výpočetní kód *Serpent*. Aplikace výpočetního kódu byla provedena na dvou benchmarkových úlohách INTERMEDIATE-COMP-THERM-008 a 010. V prvním případě se jednalo o ruský benchmark na zařízení ASTRA, ve druhém

o benchmark vytvořený z dat, které popisují prvotní uvedení čínského experimentálního reaktoru HTR-10 do kritického stavu.

V páté části práce byly uvedeny výsledky výpočtů provedené výpočetním kódem *Serpent* a bylo provedeno porovnání k_{eff} s hodnotami benchmarkových úloh a zkušebních výpočtů provedených jinými výpočetními kódy. Výsledky byly porovnány stanovením odchylky mezi jednotlivými k_{eff} . Ukázalo se, že kód *Serpent* není vhodný pro použití na složitých aktivních zónách, jako má zkoumaný benchmark ICT-008, protože příkaz pro vytvoření souboru s rozmístěním palivových elementů nenabízí dostatečné tvarové možnosti. Pro tyto varianty bylo doporučeno rozšíření možností zadávaných ve skriptu spouštěném příkazem *-disperse*, případně použití speciálního programu pro takové účely. Na benchmarku ICT-010 bylo však ukázáno, že pokud je aktivní zóna jednoduchého tvaru, dokáže výpočetní kód počítat s vysokou přesností a systémovou chybou nižší než jedno procento. Konečná systematická chyba pro výpočty s knihovnou ENDF/B-VIII.0, pro kterou bylo provedeno nejvíce výpočtů, je 0,01981. Tato chyba však byla z největší části vnesena do výpočtu při tvorbě modelu aktivní zóny.

Současně bylo provedeno srovnání různých knihoven jaderných dat, a to konkrétně BROND-3.1, ENDF/B-VII.1 a VIII.0, JEFF-3.2 a 3.3 a nakonec JENDL-3.3 a 4.0. Jako nejméně vhodné se ukázalo použití ruské knihovny BROND-3.1, která vykazovala nejvyšší odchylky ve všech vytvořených modelech. Její užití se spolu s knihovnou JENDL-3.3, která měla druhé nejhorší výsledky nedoporučuje. Užití ostatních knihoven vykazovalo porovnatelné výsledky a jejich přesné užití by bylo možné stanovit až po větším množství výpočtů aplikovaných na více experimentů s reaktory HTGR.

Nakonec byla systematická chyba kódu *Serpent* pro reaktory HTGR porovnána se systematickou chybou *Serpentu* pro reaktory VVER, která byla zhruba o polovinu nižší.

Seznam literatury a informačních zdrojů

- [1] CACUCI, D. G. *Handbook of nuclear engineering*. London: Springer, 2010. ISBN 978-0-387-98130-7.
- [2] OKA, Yoshiaki. *Nuclear reactor design*. Tokyo: Springer, 2014. Advanced course in nuclear engineering. ISBN 978-4-431-54897-3.
- [3] LEPPÄNEN, JAAKKO, 2007, *Development of a new Monte Carlo reactor physics code*. Espoo: VTT.
- [4] STACEY, Weston M. *Nuclear reactor physics*. 2nd ed., completely rev. and enlarged. Weinheim: Wiley-VCH, c2007. ISBN 978-3-527-40679-1.
- [5] *DOE FUNDAMENTALS HANDBOOK: NUCLEAR PHYSICS AND REACTOR THEORY Volume 2 of 2*. 1993. Washington, D.C.: U.S. Department of Energy.
- [6] ŠONKA, Zdeněk. *Využití oxidů vzácných zemin jako vyhořívajících absorbátorů v jaderném palivu VVER s vyšším obohacením*. Plzeň, 2016. Bakalářská práce. Západočeská univerzita v Plzni.
- [7] Energy mix in the world. *Our world in Data* [online]. England: Global Change Data Lab., 2019 [cit. 2020-04-01]. Dostupné z: <https://ourworldindata.org/energy>
- [8] ZEMAN, Jaroslav. *Reaktorová fyzika II*. Vyd. 3. Praha: Vydavatelství ČVUT, 2001. ISBN 80-01-02337-0.
- [9] ZEMAN, Jaroslav. *Reaktorová fyzika I*. Vyd. 2. přeprac. Praha: Vydavatelství ČVUT, 1999. ISBN 80-01-01933-0.
- [10] SKLENKA, Ľubomír. *Provozní reaktorová fyzika*. Praha: ČVUT, 2001. ISBN 80-01-02283-8. Dostupné také z: <https://kramerius.techlib.cz/kramerius-web-client/uuid/uuid:853e2bf7-259f-11e5-b6e9-001b63bd97ba>

- [11] EDF plans longer life extensions for UK AGRs. *Nuclear Engineering International* [online]. 2012, 1 [cit. 2020-04-05]. Dostupné z: <https://www.neimagazine.com/news/newsedf-plans-longer-life-extensions-for-uk-agrs>
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials, IAEA-TECDOC-CD-1645, IAEA, Vienna (2010).
- [13] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments. B.m.: OECD Nuclear Energy Agency, 2014.
- [14] *High Temperature Test Reactor* [online]. Japonsko: JAEA, 2010 [cit. 2020-04-07]. Dostupné z: <https://htrr.jaea.go.jp/eng/index.html>
- [15] QIN, Zhenya. *General Design of the 10MW HTR* [online]. , 12 [cit. 2020-04-07]. Dostupné z: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/28/026/28026065.pdf>
- [16] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Jaderné reaktory*. Praha: SNTL, 1981. s. [1a]. Dostupné také z: <https://kramerius5.nkp.cz/uuid/uuid:d637d12821405fcf9d144abaeed7bf70>
- [17] HEŘMANSKÝ, Bedřich a Ivan ŠTOLL. *Energie pro 21. století*. Praha: České vysoké učení technické, 1992. ISBN 80-01-00817-7.
- [18] *Modular high-temperature gas-cooled reactor power plant*. New York, NY: Springer Berlin Heidelberg, 2018. ISBN 978-3-662-57710-3.
- [19] *Pebble Bed Modular Reactor* [online]. Johannesburg, 1999 [cit. 2020-04-12]. Dostupné z: <http://www.pbmr.co.za/>
- [20] *Gas-cooled nuclear reactors* [online]. Paris: CEA, 2006 [cit. 2020-04-12]. ISBN 2-281-11343-4. Dostupné z: http://www.materials.cea.fr/en/PDF/MonographiesDEN/Gas-cooled%20nuclear%20reactors_CEA-en.pdf
- [21] *Gen IV International Forum* [online]. 2010 [cit. 2020-03-23]. Dostupné z: <https://www.gen-4.org/>
- [22] VESECKÝ, Robert. *Jaderné reaktory IV. generace*. Praha, 2006. Dostupné také z: <http://vesecky.wz.cz/work/Diplomka.pdf>. Diplomová práce. ČVÚT.

- [23] LEPPÄNEN, Jaakko. *Serpent 1 User's Manual* [online]. 2013 [cit. 2020-04-16]. Dostupné z: http://montecarlo.vtt.fi/download/Serpent_manual.pdf
- [24] *Serpent Wiki* [online]. 2015 [cit. 2020-04-16]. Dostupné z: http://Serpent.vtt.fi/mediawiki/index.php/Main_Page
- [25] *Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code* [online]. Finland, 2010 [cit. 2020-04-16]. Dostupné z: <http://montecarlo.vtt.fi/>
- [26] Zhang, Zuoyi & Wu, Zongxin & Wang, Dazhong & Xu, Yuanhui & Sun, Yuliang & Li, Fu & Dong, Yujie. (2009). Current status and technical description of Chinese 2 × 250 MW th HTR-PM demonstration plant. *Nuclear Engineering and Design – NUCL ENG DES.* 239. 1212-1219.
- [27] International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments . B.m.: OECD Nuclear Energy Agency, 2014.
- [28] Rintala, V., Suikkanen, H., Leppänen, J., & Kyrki-Rajamäki, R. (2015). Modeling of realistic pebble bed reactor geometries using the Serpent Monte Carlo code. *Annals of Nuclear Energy*, 77, 223–230.
- [29] *ENDF-6 Formats Manual: Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data Files ENDF/B-VI, ENDF/B-VII and ENDF/B-VIII* [online]. Upton, NY: National Nuclear Data Center, 2018 [cit. 2020-05-10]. Dostupné z: <https://www.nndc.bnl.gov/endl/b8.0/endl-manual-viii.0.pdf>
- [30] VILÍMOVÁ, Eva. *Validace výpočetního kódu Serpent pro reaktory typu VVER*. Plzeň, 2018. Diplomová práce. Západočeská univerzita v Plzni, Fakulta elektrotechnická.
- [31] WHITTLE, Karl. *Nuclear Materials Science* [online]. 2nd ed. online: Institute of Physics Publishing, 2016 [cit. 2020-05-12]. ISBN 978-0-7503-1104-5. Dostupné z: <https://iopscience.iop.org/book/978-0-7503-1104-5>
- [32] Yang, Y.-K., & Allen, T. R. (2016). The measurement of silver diffusivity in zirconium carbide to study the release behavior of 110m Ag in the ZrC TRISO-coated nuclear fuel particle. *Journal of Nuclear Materials*, 470, 76–83. doi:10.1016/j.jnucmat.2015.12.010

- [33] Typy reaktorů. *Svět energie* [online]. Praha, 2016 [cit. 2020-05-12]. Dostupné z:
<https://www.svetenergie.cz/cz/elektrarny/jaderne-elektrarny/typy-reaktoru>

Přílohy

```
set title "HTR10 "  
  
% --- Cross section library file path:  
  
set acelib "/data/user/Serpent_data/sss_endfb80.xsdata"  
  
%-----Materials-----%  
  
include materialsHTR10HFM.txt  
  
%-----CELLS-----%  
  
%-----Cooling channels-----%  
cell cChan1 0 air -sCoolCh1  
cell cChan2 0 air -sCoolCh2  
cell cChan3 0 air -sCoolCh3  
cell cChan4 0 air -sCoolCh4  
cell cChan5 0 air -sCoolCh5  
cell cChan6 0 air -sCoolCh6  
cell cChan7 0 air -sCoolCh7  
cell cChan8 0 air -sCoolCh8  
cell cChan9 0 air -sCoolCh9  
cell cChan10 0 air -sCoolCh10  
cell cChan11 0 air -sCoolCh11  
cell cChan12 0 air -sCoolCh12  
cell cChan13 0 air -sCoolCh13  
cell cChan14 0 air -sCoolCh14  
cell cChan15 0 air -sCoolCh15  
cell cChan16 0 air -sCoolCh16  
cell cChan17 0 air -sCoolCh17  
cell cChan18 0 air -sCoolCh18  
cell cChan19 0 air -sCoolCh19  
cell cChan20 0 air -sCoolCh20  
  
%-----Control channels-----%  
cell cContChan1 0 air -sContCh1  
cell cContChan2 0 air -sContCh2  
cell cContChan3 0 air -sContCh3  
cell cContChan4 0 air -sContCh4  
cell cContChan5 0 air -sContCh5  
cell cContChan6 0 air -sContCh6  
cell cContChan7 0 air -sContCh7  
cell cContChan8 0 air -sContCh8  
cell cContChan9 0 air -sContCh9  
cell cContChan10 0 air -sContCh10  
cell cContChan11 0 air -sContCh11  
cell cContChan12 0 air -sContCh12  
cell cContChan13 0 air -sContCh13  
  
%-----Klak channels upper-----%  
cell cKLAK1up 0 air -sKLAK1 sPz130  
cell cKLAK2up 0 air -sKLAK2 sPz130  
cell cKLAK3up 0 air -sKLAK3 sPz130  
cell cKLAK4up 0 air -sKLAK4 sPz130  
cell cKLAK5up 0 air -sKLAK5 sPz130  
cell cKLAK6up 0 air -sKLAK6 sPz130
```

cell cKLAk7up 0 air -sKLAk7 sPz130

%-----Klak channels lower-----%

cell cKLAk1low 0 air -sKLAk1 -sPz388
 cell cKLAk2low 0 air -sKLAk2 -sPz388
 cell cKLAk3low 0 air -sKLAk3 -sPz388
 cell cKLAk4low 0 air -sKLAk4 -sPz388
 cell cKLAk5low 0 air -sKLAk5 -sPz388
 cell cKLAk6low 0 air -sKLAk6 -sPz388
 cell cKLAk7low 0 air -sKLAk7 -sPz388

%-----Klak channels middle-----%

cell cKLAkM1 0 air -sKLAkM13 : -sKLAkM11 : -sKLAkM12
 cell cKLAkM2 0 air -sKLAkM23 : -sKLAkM21 : -sKLAkM22
 cell cKLAkM3 0 air -sKLAkM33 : -sKLAkM31 : -sKLAkM32
 cell cKLAkM4 0 air -sKLAkM43 : -sKLAkM41 : -sKLAkM42
 cell cKLAkM5 0 air -sKLAkM53 : -sKLAkM51 : -sKLAkM52
 cell cKLAkM6 0 air -sKLAkM63 : -sKLAkM61 : -sKLAkM62
 cell cKLAkM7 0 air -sKLAkM73 : -sKLAkM71 : -sKLAkM72

%-----Hot gas duct cell-----%

cell cHGD 0 air -sHGD -sVessel sCyl190

%-----Reflector-----%

cell 1	0	outside	sVessel
cell c91	0	mZone6	-Kuzel -sPz351 sPz388
cell c6	0	mZone6	-sCyl125 -sPz388 sPz495
cell c1	0	mZone1	-sCyl190 sPz40
cell c2	0	mZone2	-sCyl190 sPz95 -sPz40
cell c3	0	mZone3	-sCyl190 sPz105 -sPz95
cell c4	0	mZone4	-sCyl190 -sPz105 sPz130
cell c5	0	air	-sCyl190 -sPz130 sPz228
cell c7	0	mZone7	-sCyl125 -sPz495 sPz540
cell c8	0	mZone8	sCyl125 -sCyl190 sPz402 -sPz388
cell c9	0	mZone9	sCyl125 -sCyl190 sPz430 -sPz402
cell c10	0	mZone10	sCyl125 -sCyl141 sPz450 -sPz430
cell c11	0	mZone11	sCyl141 -sCyl190 sPz450 -sPz430
cell c12	0	mZone12	sCyl125 -sCyl141 sPz510 -sPz450
cell c13	0	mZone13	sCyl141 -sCyl190 sPz465 -sPz450
cell c14	0	mZone14	sCyl141 -sCyl170 sPz495 -sPz465
cell c15	0	mZone15	sCyl170 -sCyl190 sPz495 -sPz465
cell c16	0	mZone16	sCyl141 -sCyl190 sPz510 -sPz495
cell c17	0	mZone17	-sCyl195 sCyl125 sPz540 -sPz510
cell c18	0	mZone18	-sCyl195 sCyl125 -sPz540
cell c19	0	mZone19	sCyl190 -sCyl195 sPz40
cell c20	0	mZone20	sCyl190 -sCyl195 -sPz40 sPz95
cell c21	0	mZone21	sCyl190 -sCyl195 -sPz95 sPz105
cell c22	0	mZone22	sCyl190 -sCyl195 -sPz105 sPz388
cell c23	0	mZone22	sCyl190 -sCyl195 -sPz388 sPz430
cell c24	0	mZone24	sCyl190 -sCyl195 -sPz430 sPz450
cell c25	0	mZone22	sCyl190 -sCyl195 -sPz450 sPz465
cell c26	0	mZone22	sCyl190 -sCyl195 -sPz465 sPz495 sHGD
cell c27	0	mZone17	sCyl195 -sCyl108 sPz40 sKLAk1 sKLAk2 sKLAk3 sKLAk4 sKLAk5 sKLAk6 sKLAk7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c28	0	mZone22	sCyl195 -sCyl108 -sPz40 sPz95 sKLAk1 sKLAk2 sKLAk3 sKLAk4 sKLAk5 sKLAk6 sKLAk7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c29	0	mZone29	sCyl195 -sCyl108 -sPz95 sPz105 sKLAk1 sKLAk2 sKLAk3 sKLAk4

		sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c30	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz114 sPz130 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c31	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz130 sPz388 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13 sKLAKm11 sKLAKm12 sKLAKm13 sKLAKm21 sKLAKm22 sKLAKm23 sKLAKm31 sKLAKm32 sKLAKm33 sKLAKm41 sKLAKm42 sKLAKm43 sKLAKm51 sKLAKm52 sKLAKm53 sKLAKm61 sKLAKm62 sKLAKm63 sKLAKm71 sKLAKm72 sKLAKm73
cell c41	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz388 sPz430 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c42	0	mZone42 sCyl195 -sCyl108 -sPz430 sPz450 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7 sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c43	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz450 sPz465 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7
cell c44	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz465 sPz495 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7 sHGD
cell c45	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz495 sPz510 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7
cell c46	0	mZone17 sCyl195 -sCyl108 sPz540 -sPz510 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7
cell c47	0	mZone18 sCyl195 -sCyl108 -sPz540 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4 sKLAK5 sKLAK6 sKLAK7
cell c48a	0	mZone22 -sCyl167 sCyl108 sPz95 -sPz40
cell c48b	0	mZone22 -sCyl167 sCyl148 sPz388 -sPz95
cell c49	0	mZone22 -sCyl140 sCyl108 sPz388 -sPz105
cell c50	0	mZone22 -sCyl140 sCyl108 sPz430 -sPz388
cell c51	0	mZone24 -sCyl140 sCyl108 sPz450 -sPz430
cell c52	0	mZone22 -sCyl140 sCyl108 sPz465 -sPz450
cell c53	0	mZone22 -sCyl140 sCyl108 sPz495 -sPz465 sHGD
cell c54	0	mZone22 -sCyl140 sCyl108 sPz510 -sPz495
cell c55	0	mZone17 -sCyl140 sCyl108 sPz540 -sPz510
cell c56	0	mZone18 -sCyl140 sCyl108 -sPz540
cell c57	0	mZone57 sCyl140 -sCyl148 sPz105 -sPz95
cell c64	0	mZone17 sCyl140 -sCyl148 sPz540 -sPz510 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3 sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12 sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c65	0	mZone18 sCyl140 -sCyl148 -sPz540 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3 sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12 sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c66	0	mZone66 -sCyl140 sCyl108 sPz105 -sPz95
cell c67	0	mZone22 -sCyl167 sCyl148 sPz430 -sPz388
cell c68	0	mZone24 -sCyl167 sCyl148 sPz450 -sPz430
cell c69	0	mZone22 -sCyl167 sCyl148 sPz465 -sPz450
cell c70	0	mZone22 -sCyl167 sCyl148 sPz495 -sPz465 sHGD
cell c71	0	mZone22 -sCyl167 sCyl148 sPz510 -sPz495
cell c72	0	mZone17 sCyl148 -sCyl167 sPz540 -sPz510
cell c73	0	mZone18 sCyl148 -sCyl167 -sPz540
cell c74	0	mZone17 sCyl108 -sCyl167 sPz40
cell c75	0	mZone17 sCyl167 -sVessel sPz40
cell c76	0	mZone17 sCyl167 -sVessel -sPz40 sPz465
cell c77	0	mZone17 sCyl167 -sVessel -sPz465 sPz495 sHGD
cell c78	0	mZone17 sCyl167 -sVessel -sPz495 sPz540
cell c79	0	mZone17 sCyl167 -sVessel -sPz540
cell c80	0	mZone22 sCyl190 -sCyl195 -sPz495 sPz510
cell c81	0	mZone81 -sCyl125 -sPz540
cell c82	0	mZone22 sCyl195 -sCyl108 -sPz105 sPz114 sKLAK1 sKLAK2 sKLAK3 sKLAK4

sKLAk5 sKLAk6 sKLAk7 sContCh1 sContCh2 sContCh3 sContCh4 sContCh5 sContCh6 sContCh7
sContCh8 sContCh9 sContCh10 sContCh11 sContCh12 sContCh13
cell c83 0 mZone83 Kuzel -sPz351 sPz388 -sCyl190

%----- Cold coolant flow region

cell c58 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz388 -sPz105 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c59 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz430 -sPz388 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c60 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz450 -sPz430 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c61 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz465 -sPz450 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20
cell c62 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz495 -sPz465 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20 sHGD
cell c63 0 mZone22 sCyl140 -sCyl148 sPz510 -sPz495 sCoolCh1 sCoolCh2 sCoolCh3
sCoolCh4 sCoolCh5 sCoolCh6 sCoolCh7 sCoolCh8 sCoolCh9 sCoolCh10 sCoolCh11 sCoolCh12
sCoolCh13 sCoolCh14 sCoolCh15 sCoolCh16 sCoolCh17 sCoolCh18 sCoolCh19 sCoolCh20

%----- Struktura -----%

% ----- Radialne----- %

surf 11 inf
surf Kuzel cone 0.0 0.0 -351.818 90 -51.156 %Kůžel ve spodu Core
surf sCyl125 cyl 0.0 0.0 25 %Válec 25
surf sCyl141 cyl 0.0 0.0 41.75 %Válec 41.75
surf sCyl170 cyl 0.0 0.0 70.75 %Válec 70.75
surf sCyl190 cyl 0.0 0.0 90 %Core
surf sCyl195 cyl 0.0 0.0 95.6 %Válec 95.6
surf sCyl108 cyl 0.0 0.0 108.6 %Válec 108.6
surf sCyl140 cyl 0.0 0.0 140.6 %Válec 140.6
surf sCyl148 cyl 0.0 0.0 148.6 %Válec 148.6
surf sCyl167 cyl 0.0 0.0 167.793 %Válec 167.793
surf sVessel cyl 0.0 0.0 190 -610 0 %Nádoba

% ----- Vertikalne----- %

surf sPz40 pz -40 %Plocha -40
surf sPz95 pz -95 %Plocha -95
surf sPz105 pz -105 %Plocha -105
surf sPz114 pz -114.7 %Plocha -114.7
surf sPz130 pz -130 %Plocha -130
surf sPz228 pz -228.758 %Plocha -228
surf sPz351 pz -351.818 %Plocha 351.818
surf sPz388 pz -388.764 %spodni ohranice kůželu
surf sPz402 pz -402 %Plocha -402
surf sPz430 pz -430 %Plocha -430
surf sPz450 pz -450 %Plocha -450
surf sPz465 pz -465 %Plocha -465
surf sPz495 pz -495 %Plocha -495
surf sPz510 pz -510 %Plocha -510
surf sPz540 pz -540 %Plocha -540

%-----Kanály chladící plyn-----%

surf sCoolCh1 cyl 22.2487 142.8781 4 -610 -105
surf sCoolCh2 cyl 65.3115 129.0099 4 -610 -105

surf sCoolCh3 cyl 101.9812 102.5134 4 -610 -105
surf sCoolCh4 cyl 128.6683 65.9821 4 -610 -105
surf sCoolCh5 cyl 142.7604 22.9920 4 -610 -105
surf sCoolCh6 cyl 142.8781 -22.2487 4 -610 -105
surf sCoolCh7 cyl 129.0099 -65.3115 4 -610 -105
surf sCoolCh8 cyl 102.5134 -101.9812 4 -610 -105
surf sCoolCh9 cyl 65.9821 -128.6683 4 -610 -105
surf sCoolCh10 cyl 22.9920 -142.7604 4 -610 -105
surf sCoolCh11 cyl -22.2487 -142.8781 4 -610 -105
surf sCoolCh12 cyl -65.3115 -129.0099 4 -610 -105
surf sCoolCh13 cyl -101.9812 -102.5134 4 -610 -105
surf sCoolCh14 cyl -128.6683 -65.9821 4 -610 -105
surf sCoolCh15 cyl -142.7604 -22.9920 4 -610 -105
surf sCoolCh16 cyl -142.8781 22.2487 4 -610 -105
surf sCoolCh17 cyl -129.0099 65.3115 4 -610 -105
surf sCoolCh18 cyl -102.5134 101.9812 4 -610 -105
surf sCoolCh19 cyl -65.9821 128.6683 4 -610 -105
surf sCoolCh20 cyl -22.9920 142.7604 4 -610 -105

%-----Control Roc channels-----%
surf sContCh1 cyl 46.1155 91.0921 6.5 -450 0
surf sContCh2 cyl 90.8508 46.5890 6.5 -450 0
surf sContCh3 cyl 100.8011 16.2343 6.5 -450 0
surf sContCh4 cyl 100.8842 -15.7095 6.5 -450 0
surf sContCh5 cyl 72.3832 -72.0075 6.5 -450 0
surf sContCh6 cyl 16.2343 -100.8011 6.5 -450 0
surf sContCh7 cyl -15.7095 -100.8842 6.5 -450 0
surf sContCh8 cyl -46.1155 -91.0921 6.5 -450 0
surf sContCh9 cyl -90.8508 -46.5890 6.5 -450 0
surf sContCh10 cyl -100.8011 -16.2343 6.5 -450 0
surf sContCh11 cyl -100.8842 15.7095 6.5 -450 0
surf sContCh12 cyl -72.3832 72.0075 6.5 -450 0
surf sContCh13 cyl -16.2343 100.8011 6.5 -450 0

%-----lower and upper KLAk channels-----%
surf sKLAk1 cyl 15.4244 97.3861 3 -610 0
surf sKLAk2 cyl 69.7207 69.7207 3 -610 0
surf sKLAk3 cyl 87.8532 -44.7635 3 -610 0
surf sKLAk4 cyl 44.7635 -87.8532 3 -610 0
surf sKLAk5 cyl -69.7207 -69.7207 3 -610 0
surf sKLAk6 cyl -87.8532 44.7635 3 -610 0
surf sKLAk7 cyl -44.7635 87.8532 3 -610 0

%-----KLAk channels mid-----%
surf sKLAkm11 cyl 10.4860 98.1682 3 -388.764 -130
surf sKLAkm12 cyl 20.3629 96.6039 3 -388.764 -130
surf sKLAkm13 cuboid 12.4244 18.4244 92.3861 102.3861 -388.764 -130
trans S sKLAkm13 rot 15.4244 97.3861 0.0000 0 0 1 81

surf sKLAkm21 cyl 66.1852 73.2563 3 -388.764 -130
surf sKLAkm22 cyl 73.2563 66.1852 3 -388.764 -130
surf sKLAkm23 cuboid 66.7207 72.7207 64.72071 74.72071 -388.764 -130
trans S sKLAkm23 rot 69.7207 69.7207 0.0000 0 0 1 45

surf sKLAkm31 cyl 90.1232 -40.3084 3 -388.764 -130
surf sKLAkm32 cyl 85.5833 -49.2185 3 -388.764 -130

```
surf sKLAkM33 cuboid 84.8532 90.8532 -49.7635 -39.7635 -388.764 -130
trans S sKLAkM33 rot 87.8532 -44.7635 0.0000 0 0 1 -27

surf sKLAkM41 cyl 49.2185 -85.5833 3 -388.764 -130
surf sKLAkM42 cyl 40.3084 -90.1232 3 -388.764 -130
surf sKLAkM43 cuboid 41.7635 47.7635 -92.8532 -82.8532 -388.764 -130
trans S sKLAkM43 rot 44.7635 -87.8532 0.0000 0 0 1 -63

surf sKLAkM51 cyl -73.2563 -66.1852 3 -388.764 -130
surf sKLAkM52 cyl -66.1852 -73.2563 3 -388.764 -130
surf sKLAkM53 cuboid -72.7207 -66.7207 -74.7207 -64.7207 -388.764 -130
trans S sKLAkM53 rot -69.7207 -69.7207 0.0000 0 0 1 -135

surf sKLAkM71 cyl -40.3084 90.1232 3 -388.764 -130
surf sKLAkM72 cyl -49.2185 85.5833 3 -388.764 -130
surf sKLAkM73 cuboid -47.7635 -41.7635 82.8532 92.8532 -388.764 -130
trans S sKLAkM73 rot -44.7635 87.8532 0.0000 0 0 1 117

surf sKLAkM61 cyl -85.5833 49.2185 3 -388.764 -130
surf sKLAkM62 cyl -90.1232 40.3084 3 -388.764 -130
surf sKLAkM63 cuboid -90.8532 -84.8532 39.7635 49.7635 -388.764 -130
trans S sKLAkM63 rot -87.8532 44.7635 0.0000 0 0 1 153

%-----Hot gas duct-----%
surf sHGD cyly 0.0 -480 15 -190 -85

%-----Palivo-----%

particle 1001
fuel 0.025
buffer 0.034
IPyC 0.038
SiC 0.0415
OPyC 0.0455
overcoat

pbed 1003 1002 "FuelparticlesHTR.inp"
pbed 5000 3 "Core_SM"

surf 12 sph 0.0 0.0 0.0 2.5
surf 13 sph 0.0 0.0 0.0 3

cell 100 1002 overcoat -11
cell 101 5001 fill 1003 -12
cell 102 5001 overcoat 12 -13
cell 103 5001 air 13

cell 104 5002 Dummypebb -13
cell 105 5002 air 13
cell 106 0 fill 5000 -sCyl90 -sPz228 sPz351
cell 107 3 air -11

% --- Neutron population and criticality cycles:

set pop 50000 2000 50

% --- Geometry and mesh plots:3

plot 1 1000 1000 15.7095
plot 1 1000 1000
```


plot 3 1000 1000 -20
plot 3 1000 1000 -70
plot 3 1000 1000 -97
plot 3 1000 1000 -107
plot 3 1000 1000 -120
plot 3 1000 1000 -150
plot 3 1000 1000 -300
plot 3 3000 3000 -480