

# VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ  
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION  
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

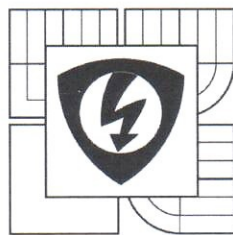
VÝPOČETNÍ ANALÝZA CHOVÁNÍ AKTIVNÍ ZÓNY TLAKOVODNÍHO  
JADERNÉHO REAKTORU POMOCÍ KÓDU PARCS

DIPLOMOVÁ PRÁCE  
MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE  
AUTHOR

Bc. FILIP NOVOTNÝ

BRNO 2014



VYSOKÉ UČENÍ  
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky  
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

# Diplomová práce

magisterský navazující studijní obor  
**Elektroenergetika**

**Student:** Bc. Filip Novotný  
**Ročník:** 2

**ID:** 125566  
**Akademický rok:** 2013/14

## NÁZEV TÉMATU:

### Výpočetní analýza chování aktivní zóny tlakovodního jaderného reaktoru pomocí kódu PARCS

## POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Seznamte se s výpočetními nástroji určenými k simulaci neutronově-fyzikálních parametrů aktivních zón jaderných reaktorů. Zpracujte ucelenou a přehlednou rešerši výpočetních kódů a metod.
2. Seznamte se s výpočetním kódem PARCS, jeho vstupními a výstupními soubory, nastaveními, omezeními a výhodami. Přepočítejte dostupné benchmarkové testovací úlohy.
3. Zpracujte přehled aktuálních projektů energetických reaktorů malých a středních výkonů. Zaměřte se na projekty, které jsou nejbližší k praktické realizaci a na projekty lehkovodních reaktorů.
4. Na základě získaných znalostí navrhnete a provedte výpočetní úlohu analyzující pomocí kódu PARCS přechodový proces tlakovodního jaderného reaktoru.

## DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Bečvář J. a kol.: Jaderné elektrárny, SNTL/ALFA Praha, 1988
2. Raček, J.: Jaderné elektrárny, VUT, Brno, 2008
3. Reuss, P.: Neutron Physics, ENEN et EDP Sciences, 2008
4. Team of Developers: PARCS User Manual, Purdue University et NRC, 2004

a další podle pokynů vedoucího a konzultantů práce

**Termín zadání:** 10.2.2014

**Termín odevzdání:** 23.5.2014

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

**Konzultanti diplomové práce:** Ing. Jitka Matějková, ÚEEN FEKT VUT v Brně; Ing. Petr Heralecký, TES, s.r.o.

**doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.**

*předseda oborové rady*

## UPOZORNĚNÍ:

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

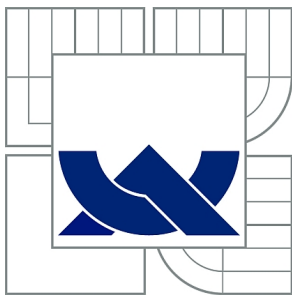
Bibliografická citace práce:

NOVOTNÝ, F. *Výpočetní analýza chování aktivní zóny tlakovodního jaderného reaktoru pomocí kódu PARCS*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2014. 82 s. Vedoucí diplomové práce Ing. Karel Katovský, Ph.D..

Jako autor uvedené diplomové práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této diplomové práce jsem neporušil autorská práva třetích osob, zejména jsem nezasáhl nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a jsem si plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. Díl 4 Trestního zákoníku č. 40/2009 Sb.

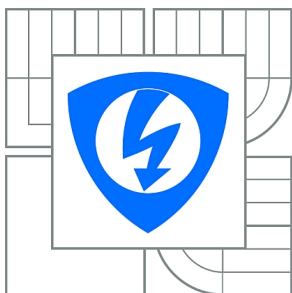
Děkuji Ing. Karlu Katovskému, Ph.D. za odborné vedení a cenné rady, které mi při zpracování diplomové práce poskytl.

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH  
TECHNOLOGIÍ

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION  
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

# VÝPOČETNÍ ANALÝZA CHOVÁNÍ AKTIVNÍ ZÓNY TLAKOVODNÍHO JADERNÉHO REAKTORU POMOCÍ KÓDU PARCS

COMPUTATIONAL ANALYSIS OF PRESSURIZED WATER REACTOR CORE BEHAVIOUR USING  
PARCS CODE

DIPLOMOVÁ PRÁCE

MASTER'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Bc. FILIP NOVOTNÝ

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph.D.

BRNO 2014

## ABSTRAKT

Diplomová práce provádí rešerši projektů pokročilých malých a středních lehkovodních reaktorů a předkládá různé možnosti získání licence k výrobě a provozu. Zpracovává základní teorii pro oblast neutronově-fyzikálních výpočtů, základní rovnice a zjednodušující postupy. Pro řešení neutronově-fyzikálních výpočtů existuje několik různých metod. Práce podává přehled o dvou základních skupinách – deterministických metodách a metodě Monte Carlo. V přehledu jsou uvedeny příklady výpočetních kódů pracujících na základě těchto metod. Výpočetní kód PARCS je vybrán k podrobnějšímu studiu, při kterém je popsán vstupní a výstupní soubor, postup při tvorbě modelu a podmínek výpočtu neutronově-fyzikální charakteristiky reaktoru. Na základě těchto poznatků jsou v práci provedeny simulace přechodových jevů. Jedná se o tři analýzy – projektované havarijní odstavení reaktoru, odstavení reaktoru se zaseknutou skupinou regulačních a havarijních tyčí a chybná reakce havarijních klastrů při odstavení reaktoru.

**KLÍČOVÁ SLOVA:** PARCS; malé a střední reaktory; Monte Carlo; neutronově-fyzikální charakteristiky; regulační klastr; IRIS; difúzní rovnice; přechodové procesy; 3D simulace

## ABSTRACT

The Master Thesis performs search concerning advanced small and medium power light-water reactors' designs, including different possibilities to gain a license for their development and operation. The work covers the principal theory about the area of neutronics calculations, principal equations and simplifications. There are several different methods for solution of neutronics calculations. The thesis gives an overview of two principal groups of codes – deterministic methods and Monte Carlo method. The survey shows computational codes examples based on mentioned methods. The computational code PARCS is chosen for further study, which contained description of the input and output file, process of the model creation and conditions for neutronics calculation the of selected reactor design. Based on these facts, the transient calculation has been prepared within the thesis. Thee analyses are described – reactor emergency shutdown, reactor shutdown with stuck group of control and emergency shutdown rods and reactor shutdown with faulty reaction of emergency shutdown rods.

**KEY WORDS:** PARCS; small- and medium-sized reactors; Monte Carlo; neutronics calculations; control rods; IRIS; diffusion equation; transient analysis; 3D simulation

# OBSAH

|                                                                                    |           |
|------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <b>SEZNAM OBRÁZKŮ.....</b>                                                         | <b>9</b>  |
| <b>SEZNAM TABULEK .....</b>                                                        | <b>11</b> |
| <b>SEZNAM ZKRATEK.....</b>                                                         | <b>12</b> |
| <b>1 ÚVOD.....</b>                                                                 | <b>14</b> |
| <b>1.1 CÍLE PRÁCE .....</b>                                                        | <b>14</b> |
| <b>2 MALÉ A STŘEDNÍ REAKTORY VE SVĚTĚ.....</b>                                     | <b>15</b> |
| <b>2.1 SLIBNÉ PROJEKTY LEHKOVODNÍCH REAKTORŮ.....</b>                              | <b>15</b> |
| 2.1.1 KLT – 40S.....                                                               | 16        |
| 2.1.2 CAREM-25.....                                                                | 17        |
| 2.1.3 IRIS.....                                                                    | 18        |
| 2.1.4 NuSCALE .....                                                                | 19        |
| 2.1.5 mPOWER .....                                                                 | 20        |
| 2.1.6 WESTINGHOUSE SMR.....                                                        | 21        |
| 2.1.7 HOLTEC SMR-160 .....                                                         | 22        |
| <b>2.2 MOŽNOSTI LICENCOVÁNÍ NOVÝCH TYPŮ MALÝCH A STŘEDNÍCH REAKTORŮ .....</b>      | <b>23</b> |
| 2.2.1 ČLÁNEK 10 CFR PART 50 .....                                                  | 24        |
| 2.2.2 ČLÁNEK 10 CFR PART 52 .....                                                  | 24        |
| <b>3 NEUTRONOVĚ-FYZIKÁLNÍ VÝPOČET JADERNÉHO REAKTORU .....</b>                     | <b>25</b> |
| <b>4 ROVNICE TRANSPORTU NEUTRONŮ.....</b>                                          | <b>27</b> |
| <b>4.1 TRANSPORTNÍ ROVNICE .....</b>                                               | <b>28</b> |
| 4.1.1 ÚHLOVÁ ZÁVISLOST .....                                                       | 29        |
| 4.1.2 ENERGETICKÁ ZÁVISLOST .....                                                  | 30        |
| 4.1.3 ČASOVÁ ZÁVISLOST TRANSPORTNÍ ROVNICE .....                                   | 31        |
| <b>4.2 DIFÚZNÍ ROVNICE .....</b>                                                   | <b>32</b> |
| <b>4.3 TRANSPORTNÍ PŘÍBLÍŽENÍ DIFÚZNÍ ROVNICE – <math>SP_N</math> METODA .....</b> | <b>33</b> |
| <b>5 METODY ŘEŠENÍ ROVNICE TRANSPORTU NEUTRONŮ.....</b>                            | <b>34</b> |
| <b>5.1 DETERMINISTICKÁ METODA .....</b>                                            | <b>35</b> |
| <b>5.2 METODY ŘEŠENÍ DIFERENCIÁLNÍCH ROVNIC .....</b>                              | <b>35</b> |
| 5.2.1 NODÁLNÍ METODA .....                                                         | 35        |
| 5.2.2 DIFERENČNÍ METODA .....                                                      | 36        |
| <b>5.3 SIMULAČNÍ PROGRAMY (KÓDY) VYUŽÍVAJÍCÍ DETERMINISTICKÉ METODY .....</b>      | <b>36</b> |
| 5.3.1 HELIOS, HELIOS-2.....                                                        | 36        |
| 5.3.2 DYN3D.....                                                                   | 36        |
| 5.3.3 MOBY-DICK .....                                                              | 37        |
| 5.3.4 ANDREA.....                                                                  | 38        |
| <b>5.4 METODA MONTE CARLO.....</b>                                                 | <b>38</b> |
| 5.4.1 MCNP – MONTE CARLO N-PARTICLE CODE .....                                     | 39        |
| 5.4.2 SERPENT .....                                                                | 40        |

|                                                                    |           |
|--------------------------------------------------------------------|-----------|
| 5.5 SROVNÁNÍ METOD MONTE CARLO A DETERMINISTICKÝCH METOD .....     | 41        |
| <b>6 DETERMINISTICKÝ VÝPOČETNÍ KÓD PARCS.....</b>                  | <b>43</b> |
| 6.1 PŘÍPRAVA DAT PRO MAKROKÓDY.....                                | 43        |
| 6.2 ZÁKLADNÍ POPIS KÓDU PARCS.....                                 | 45        |
| 6.3 VÝPOČET USTÁLENÉHO CHODU REAKTORU .....                        | 46        |
| 6.4 PŘECHODOVÉ JEVY ŘEŠENÉ NEUTRONOVĚ-FYZIKÁLNÍMI VÝPOČTY.....     | 46        |
| 6.4.1 VYHOŘÍVÁNÍ PALIVA .....                                      | 46        |
| 6.4.2 OTRAVA REAKTORU .....                                        | 48        |
| 6.4.3 VYSTŘELENÍ REGULAČNÍHO KLASTRU .....                         | 49        |
| 6.5 GRAFICKÉ ROZHRANÍ SNAP.....                                    | 50        |
| 6.6 VSTUPNÍ SOUBOR PRO VÝPOČET POMOCÍ KÓDU PARCS.....              | 51        |
| 6.6.1 BLOK CNTL.....                                               | 51        |
| 6.6.2 BLOK PARAM.....                                              | 52        |
| 6.6.3 BLOK XSEC.....                                               | 53        |
| 6.6.4 BLOK GEOM .....                                              | 54        |
| 6.6.5 BLOK FMFD.....                                               | 55        |
| 6.6.6 BLOK TRAN .....                                              | 56        |
| 6.7 DEFINICE GEOMETRIE AKTIVNÍ ZÓNY REAKTORU .....                 | 57        |
| 6.7.1 POPIS ČTVERCOVÉ GEOMETRIE.....                               | 57        |
| 6.7.2 POPIS HEXAGONÁLNÍ GEOMETRIE.....                             | 59        |
| 6.7.3 HLAVNÍ ROZDÍLY MEZI ČTVERCOVOU A HEXAGONÁLNÍ GEOMETRIÍ ..... | 59        |
| 6.8 VÝSTUPNÍ SOUBOR Z ANALÝZY PROVEDENÉ KÓDEM PARCS .....          | 60        |
| <b>7 NEUTRONOVĚ-FYZIKÁLNÍ ANALÝZA REAKTORU IRIS .....</b>          | <b>62</b> |
| 7.1 MODEL REAKTORU .....                                           | 62        |
| 7.1.1 GEOMETRIE AKTIVNÍ ZÓNY.....                                  | 63        |
| 7.1.2 KONFIGURACE REGULAČNÍCH A HAVARIJNÍCH KLASTRUŮ .....         | 64        |
| 7.1.3 POUŽITÉ PALIVO .....                                         | 65        |
| 7.2 VÝPOČET USTÁLENÉHO STAVU REAKTORU .....                        | 66        |
| 7.3 SIMULACE PŘECHODOVÝCH JEVŮ .....                               | 69        |
| 7.3.1 ANALÝZA ZÁVISLOSTI REAKTIVITY NA TEPLITĚ .....               | 74        |
| 7.3.2 SROVNÁNÍ DŮLEŽITÝCH PARAMETRŮ HAVARIJNÍHO ODSTAVENÍ .....    | 74        |
| <b>8 ZÁVĚR.....</b>                                                | <b>77</b> |
| <b>POUŽITÁ LITERATURA .....</b>                                    | <b>79</b> |

## SEZNAM OBRÁZKŮ

|                                                                                                      |           |
|------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <i>Obr. 2-1 Vizualizace plovoucí elektrárny Akademik Lomonosov .....</i>                             | <i>16</i> |
| <i>Obr. 2-2 Design reaktoru nuScale .....</i>                                                        | <i>19</i> |
| <i>Obr. 2-3 Design reaktoru mPower.....</i>                                                          | <i>21</i> |
| <i>Obr. 2-4 Design reaktoru Westinghouse SMR s kontejnmentem .....</i>                               | <i>22</i> |
| <i>Obr. 2-5 Design reaktoru Holtec SMR-160 .....</i>                                                 | <i>23</i> |
| <i>Obr. 3-1 Vývojový diagram simulace aktivní zóny jaderného reaktoru.....</i>                       | <i>26</i> |
| <i>Obr. 4-1 Diagram závislostí transportní rovnice .....</i>                                         | <i>27</i> |
| <i>Obr. 4-2 Diskretizace spojitého energetického spektra na jednotlivé energetické grupy.....</i>    | <i>31</i> |
| <i>Obr. 5-1 Metody a rozdělení možností výpočtu neutronové kinetiky .....</i>                        | <i>34</i> |
| <i>Obr. 5-2 Diagram principu výpočtu pomocí Monte Carlo metody.....</i>                              | <i>39</i> |
| <i>Obr. 5-3 Historický vývoj programu MCNP .....</i>                                                 | <i>40</i> |
| <i>Obr. 5-4 Grafické vyobrazení výsledků z programu SERPENT.....</i>                                 | <i>41</i> |
| <i>Obr. 5-5 Srovnání časové náročnosti výpočetních metod.....</i>                                    | <i>42</i> |
| <i>Obr. 6-1 Propojení neutronového kódu PARCS s ostatními kódy .....</i>                             | <i>43</i> |
| <i>Obr. 6-2 Princip homogenizace na příkladu hexagonální kazety.....</i>                             | <i>44</i> |
| <i>Obr. 6-3 Parametrizace nominálního stavu .....</i>                                                | <i>44</i> |
| <i>Obr. 6-4 Diagram reakcí spojených s vyhoříváním prvku A.....</i>                                  | <i>47</i> |
| <i>Obr. 6-5 Koncentrace nuklidů uranu a plutonia během vyhořívání .....</i>                          | <i>47</i> |
| <i>Obr. 6-6 Tvorba <math>^{135}\text{Xe}</math> z produktů štěpení .....</i>                         | <i>48</i> |
| <i>Obr. 6-7 Koncentrace <math>^{135}\text{Xe}</math> během provozu a po odstavení reaktoru .....</i> | <i>49</i> |
| <i>Obr. 6-8 Průběh nárůstu výkonu po vystřelení regulační tyče.....</i>                              | <i>50</i> |
| <i>Obr. 6-9 Grafické rozhraní SNAP – definice radiálního rozložení nodů.....</i>                     | <i>51</i> |
| <i>Obr. 6-10 Definované karty bloku CNTL.....</i>                                                    | <i>52</i> |
| <i>Obr. 6-11 Definované karty bloku PARAM.....</i>                                                   | <i>52</i> |
| <i>Obr. 6-12 Použití karty DECUPS .....</i>                                                          | <i>53</i> |
| <i>Obr. 6-13 Definice bloku XSEC .....</i>                                                           | <i>54</i> |
| <i>Obr. 6-14 Definované karty bloku GEOM .....</i>                                                   | <i>55</i> |
| <i>Obr. 6-15 Definované karty bloku FMFD.....</i>                                                    | <i>55</i> |
| <i>Obr. 6-16 Poproutková rekonstrukce.....</i>                                                       | <i>56</i> |
| <i>Obr. 6-17 Definované karty bloku TRAN.....</i>                                                    | <i>56</i> |
| <i>Obr. 6-18 Definice čtvercové geometrie – rozdělení aktivní zóny .....</i>                         | <i>58</i> |
| <i>Obr. 6-19 Definice jednotlivých vrstev aktivní zóny .....</i>                                     | <i>58</i> |

|                                                                                                                       |           |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <i>Obr. 6-20 Definice hexagonální geometrie .....</i>                                                                 | <i>59</i> |
| <i>Obr. 6-21 Výsledek výpočtu ustáleného chodu .....</i>                                                              | <i>60</i> |
| <i>Obr. 6-22 Rozložení výkonu v 1/6 aktivní zóny .....</i>                                                            | <i>61</i> |
| <i>Obr. 7-1 Řez radiálního rozložení nodů .....</i>                                                                   | <i>63</i> |
| <i>Obr. 7-2 Axiální rozložení nodů .....</i>                                                                          | <i>64</i> |
| <i>Obr. 7-3 Horizontální rozložení regulačních klastrů .....</i>                                                      | <i>64</i> |
| <i>Obr. 7-4 Detail palivového souboru Westinghouse 17x17 – obohacení 4,5 % <sup>235</sup>U.....</i>                   | <i>65</i> |
| <i>Obr. 7-5 Detail palivového souboru Westinghouse 17x17 – obohacení 3,1 % <sup>235</sup>U.....</i>                   | <i>66</i> |
| <i>Obr. 7-6 2D rozložení výkonu v radiálním centrálním řezu.....</i>                                                  | <i>67</i> |
| <i>Obr. 7-7 3D rozložení výkonu v aktivní zóně .....</i>                                                              | <i>68</i> |
| <i>Obr. 7-8 Axiální rozložení výkonu v aktivní zóně.....</i>                                                          | <i>68</i> |
| <i>Obr. 7-9 Zobrazení zaseknuté skupiny havarijních a regulačních klastrů.....</i>                                    | <i>69</i> |
| <i>Obr. 7-10 Chybné vyhodnocení havarijního stavu.....</i>                                                            | <i>70</i> |
| <i>Obr. 7-11 Časový průběh projektovaného odstavení reaktoru .....</i>                                                | <i>71</i> |
| <i>Obr. 7-12 Časový průběh odstavení reaktoru při zaseknutí skupiny klastrů .....</i>                                 | <i>72</i> |
| <i>Obr. 7-13 Časový průběh při odstavení reaktoru při chybném vyhodnocení .....</i>                                   | <i>73</i> |
| <i>Obr. 7-14 Srovnání vlivu snížení teploty v aktivní zóně na hodnotu reaktivity při projektovaném odstavení.....</i> | <i>74</i> |
| <i>Obr. 7-15 Graf zbytkového výkonu tepla po odstavení reaktoru .....</i>                                             | <i>75</i> |
| <i>Obr. 7-16 Graf srovnání reaktivity.....</i>                                                                        | <i>76</i> |
| <i>Obr. 7-17 Graf srovnání výstupní teploty .....</i>                                                                 | <i>76</i> |

**SEZNAM TABULEK**

|                                                                                      |           |
|--------------------------------------------------------------------------------------|-----------|
| <i>Tab. 2-1 Přehled nejpokročilejších projektů malých lehkovodných reaktorů.....</i> | <i>15</i> |
| <i>Tab. 6-1 Výpočetní jádra programu PARCS.....</i>                                  | <i>45</i> |
| <i>Tab. 6-2 Rozdíly ve čtvercové a hexagonální geometrii .....</i>                   | <i>60</i> |
| <i>Tab. 7-1 Základní parametry elektrárny s jaderným reaktorem IRIS.....</i>         | <i>62</i> |
| <i>Tab. 7-2 Parametry palivového souboru.....</i>                                    | <i>65</i> |
| <i>Tab. 7-3 Referenční podmínky.....</i>                                             | <i>66</i> |
| <i>Tab. 7-4 Výsledek simulace ustáleného chodu reaktoru .....</i>                    | <i>67</i> |

**SEZNAM ZKRATEK**

|       |                                             |
|-------|---------------------------------------------|
| 2G    | Dvou-grupové                                |
| ABWR  | Advanced Boiling Water Reactor              |
| ANM   | Analytic Nodal Method                       |
| AZ    | Aktivní zóna                                |
| BWR   | Boiling Water Reactor                       |
| CMFD  | Coarse Mesh Finite Difference               |
| COL   | Combined Operation License                  |
| DC    | Design Certification                        |
| ESP   | Early Site Permits                          |
| FDM   | Finite Difference Method                    |
| FMFD  | Fine Mesh Finite Difference                 |
| GE    | General Electric                            |
| HK    | Havarijní klastr                            |
| IRIS  | International Reactor Innovative and Secure |
| IST   | Integrated System Test                      |
| LOCA  | Lost of Coolant Accident                    |
| MC    | Monte Carlo                                 |
| MCNP  | Monte Carlo N-Particle Transport Code       |
| MG    | Multi-grupové                               |
| MOX   | Mixed Oxide Fuel                            |
| NEMMG | Nodal Expansion Method Multi Group          |
| NRC   | Nuclear Regulatory Commission               |
| PS    | Palivový soubor                             |
| PSAR  | Preliminary Safety Analysis Report          |
| PWR   | Pressurized Water Reactor                   |
| RIA   | Reactivity Insertion Accident               |
| RK    | Regulační klastr                            |
| TH    | Termohydraulika                             |
| TMI   | Three Mile Island                           |
| TPEN  | Triangular Polynomial Expansion             |
| TVA   | Tennessee Valley Authority                  |

---

|                  |                                                               |
|------------------|---------------------------------------------------------------|
| VVER             | Vodo-vodní energetický reaktor                                |
| $\mathbf{r}$     | Polohový vektor                                               |
| $\Omega$         | Prostorový úhel                                               |
| $C_i$            | Koncentrace i-té skupiny mateřských jader zpožděných neutronů |
| $E$              | Energie                                                       |
| $k$              | Koeficient násobení                                           |
| $k_{\text{eff}}$ | Efektivní koeficient násobení                                 |
| $l$              | Střední doba života okamžitých neutronů                       |
| $n$              | Hustota (počtu) neutronů                                      |
| $N_m$            | Koncentrace izotopu $m$                                       |
| $p$              | Pravděpodobnost úniku (rezonanční absorpci)                   |
| $S$              | Hustota neutronového zdroje                                   |
| $t$              | Čas                                                           |
| $v$              | Rychlost neutronu                                             |
| $V$              | Objemová jednotka                                             |
| $\beta_i$        | Podíl zpožděných neutronů i-té skupiny                        |
| $\lambda_m$      | Rozpadová konstanta izotopu $m$                               |
| $\Phi$           | Hustota toku neutronů                                         |
| $\rho$           | Reaktivita                                                    |
| $\Sigma$         | Makroskopický účinný průřez                                   |
| $\sigma$         | Mikroskopický účinný průřez                                   |

# 1 ÚVOD

Ve světě existuje několik desítek konceptů malých a středně velkých reaktorů. Některé z nich jsou už ve vývoji několik desetiletí bez výrazného posunu k realizaci. Další projekty jsou přelomové, bohužel však reálně využitelné až v daleké budoucnosti. Mezi těmito skupinami leží skupina lehkovodních reaktorů, které jsou založeny na osvědčené technologii, která hraje nejdůležitější roli v jaderné energetice již od počátku. Reaktory patřící do této skupiny jsou v dnešní době nejpravděpodobnějším typem reaktoru, který může být uveden do komerčního provozu v horizontu několika let. I u nejpokročilejších konceptů je základní princip zisku tepelné energie stejný, jako u dnes komerčně využívaných jaderných reaktorů. Jsou založeny na štěpení těžkých jader. Nové technologie v oblasti jaderné syntézy jsou dnes ve stádiu vývoje.

Jaderné elektrárny založené na štěpení těžkých jader se nijak zásadně neliší od konvenčních tepelných elektráren. Základní tepelné schéma obou typů je shodné. Reaktor (kotel) vyrábí teplo, které generuje páru, která roztáčí turbínu. Turbína je připojena ke generátoru, který produkuje elektrickou energii.

Když se však detailněji podíváme na zdroj tepla, v tomto případě na reaktor, tak se výrazně liší od konvenčních zdrojů - kotlů. Reaktor je zodpovědný za vše, co v elektrárně probíhá. Různé poruchy, které vznikají, jsou nevyhnutelně spojené s neutronově-fyzikálním chováním reaktoru.

Neméně důležitým rozdílem je, že palivo zůstává v reaktoru po velmi dlouho dobu (až 6 let). Během této doby se dramaticky mění jeho vlastnosti a reaktor musí být schopen se s těmito změnami vyrovnat, na rozdíl od kotlů, které jsou zásobeny konstantním proudem paliva o daných parametrech.

Komplikovaná spojitost mezi tokem chladiva, výkonem reaktoru, izotopickými a mechanickými změnami v palivu způsobenými neutronovou radiací je příkladem problému, který je nutno v oblasti jaderných reaktorů řešit. K řešení se využívá spojení neutronové transportní teorie s teorií materiálů a s termohydraulickou analýzou. Neutronová transportní teorie je velmi složitá problematika a k jejímu řešení se využívá několik různých metod, např. metoda Monte Carlo nebo deterministické metody, které řeší Boltzmannovu transportní rovnici. [11]

Neutronově-fyzikální kódy se využívají pro výpočty nových vsázek, přechodových jevů v aktivní zóně a při návrhu a vývoji nových typů reaktorů.

## 1.1 Cíle práce

Cílem práce je zaměřit se na výzkum v oblasti malých a středních jaderných reaktorů, získat informace o nejpropracovanějších projektech současnosti a při této analýze zjistit výhody jednotlivých typů. Následně získat přehled o možnostech výpočtů neutronové kinetiky jaderného reaktoru a zpracovat přehled možných nástrojů pro tyto výpočty. Na základě poznatků z těchto dvou oblastí, neutronově-fyzikálních výpočtů a z výzkumu malých a středních jaderných reaktorů, navrhnout a provést výpočetní analýzu tohoto typu reaktoru.

Na příkladu vybraného reaktoru malého výkonu prokázat jeho bezpečnost při abnormálních situacích týkajících se poruchy regulačních nebo havarijních klastrů. Provést srovnání třech různých konfigurací regulačních a havarijních klastrů při odstavení reaktoru. Dále provést srovnání rozložení zbytkového výkonu v aktivní zóně po odstavení reaktoru při těchto situacích.

## 2 MALÉ A STŘEDNÍ REAKTORY VE SVĚTĚ

Po havárii v jaderné elektrárně Fukušima se situace na poli jaderné energetiky dramaticky změnila. Některé země se rozhodly od výroby elektrické energie z jádra úplně odstoupit, jiné pokračují v budování nových reaktorů velkého výkonu a některé ze zemí vkládají důvěru do konceptu malých jaderných jednotek. Mezi hlavní výhody malých jaderných reaktorů řadí zainteresované země snazší obsluhu a údržbu při provozu a nižší finanční zatížení investora při výstavbě. Mezi další důležité vlastnosti malých jaderných reaktorů patří menší množství jaderného materiálu v jednotce a z toho vyplývající menší míra úniku radionuklidů do okolí při možné havárii. Většina dnes rozvíjených konceptů malých jaderných reaktorů eliminuje některé velké úniky a havárie vhodnou změnou projektu. Další nespornou výhodou je menší vývin zbytkového tepla po odstavení a možnost odvodu zbytkového tepla pomocí pasivních systémů.

Každý rok vydává Mezinárodní agentura pro atomovou energii dokument Status malých a středních reaktorů. Tento dokument obsahuje desítky konceptů a designů v různém stádiu vývoje. Pojednává o jednotkách již v praxi ověřených a bezpečně provozovaných<sup>1</sup>, až po koncepty, které budou hledat cestu do reálné praxe velmi těžko. To může být zapříčiněno nedostatkem financí, složitou legislativou povolování stavby nebo nadčasovými koncepty, které si najdou své místo až v daleké budoucnosti. Těmito projekty se tato práce detailně nezabývá, věnuje se projektům, které jsou blízko možnosti realizace.

### 2.1 Slibné projekty lehkovodních reaktorů

V dnešní době mají nejbližší k uvedení do provozu (nebo již byly uvedeny) reaktory založené na osvědčené technologii, která hraje dominantní roli v jaderné energetice již od dob tzv. II. generace reaktorů. [21] Jedná se o kategorii lehkovodních reaktorů. Oproti velkým jednotkám dochází v pokročilých projektech k integraci všech částí primárního okruhu do jedné reaktorové nádoby. Mezi hlavní státy, které se zabývají výzkumem tlakovodních reaktorů integrálního typu, patří USA a Rusko. Tyto země jsou také nejdále v jejich výzkumu.

Tab. 2-1 Přehled nejpokročilejších projektů malých lehkovodných reaktorů [3][28][53]

| Jméno reaktoru   | Země  | Výrobce                                                 | Výkon [MWe] | Místo výstavby         |
|------------------|-------|---------------------------------------------------------|-------------|------------------------|
| KLT – 40S        | Rusko | Rosatom                                                 | 2x35        | Vilyuchinsk (Kamčatka) |
| NuScale          | USA   | NuScale Power, LLC                                      | 45          | -                      |
| B&W mPower       | USA   | Babcock & Wilcox, Inc.                                  | 180         | Clinch River Site      |
| Westinghouse SMR | USA   | Westinghouse Electric Company                           | 225         | -                      |
| Holtec SMR-160   | USA   | SMR LLC, a Holtec International Company                 | 145         | -                      |
| CAREM – 25       | ARG   | Nucleoeléctrica Argentina SA                            | 25          | Atucha, Lima Argentina |
| IRIS             |       | Mezinárodní společenství firem a univerzit <sup>2</sup> | 335         | -                      |

<sup>1</sup> Reaktor typu CNP-300 provozovaný v Číně a Pákistánu.

<sup>2</sup> Zainteresované země – USA, VB, Itálie, Španělsko, Brazílie, Rusko, Mexiko, Chorvatsko a Japonsko [7]

### 2.1.1 KLT – 40S

První ze zástupců nejpokročilejších reaktorů je ruský typ KLT – 40S. Je vyvíjen ruskou firmou Rosatom. Jedná se o reaktor pro plovoucí jadernou elektrárnu, která bude operovat na dálném východě u města Vilyuchinsk. Samotná loď byla vyrobena v loděnicích nedaleko Petrohradu a na vodu byla spuštěna v létě roku 2011. Nese hrdé jméno Akademik Lomonosov. První spuštění a zahájení komerčního provozu je naplánované na rok 2016. Pro obsluhu a ovládání plovoucí jaderné elektrárny je potřeba jen 69 zaměstnanců. To je zlomek personálu oproti velkému bloku. [44] [46]

Vývoj tohoto typu jaderné elektrárny je hnán dopředu z důvodu nutnosti zásobit odlehlé oblasti severního a východního Ruska elektrickou energií. Z důvodu neexistence centrální elektrické sítě není možno postavit v této oblasti jadernou elektrárnu velkého výkonu. Při konstrukci této plovoucí jaderné elektrárny byly využity zkušenosti z několika oblastí jaderného výzkumu, a to zkušenosti získané při provozu vojenských plavidel na jaderný pohon, zkušenosti se zásobováním odlehlé oblasti z jaderného zdroje a zkušenosti z provozování z tradičních tlakovodních reaktorů velkého výkonu. Koncept malé jaderné elektrárny zásobující odlehlou oblast je již v Rusku odzkoušen v podobě elektrárny Bilibino. [44] [46]



*Obr. 2-1 Vizualizace plovoucí elektrárny Akademik Lomonosov [44]*

#### **Výhody plovoucí jaderné elektrárny**

- Stavba a testovací provoz v jaderně rozvinutých oblastech.
- Možnost přesunu dle aktuální potřeby elektrické energie.
- Založena na technologii využitě ve vojenských plavidlech a ledoborcích.
- Prodloužená délka kampaně oproti standardním velkým reaktorům.

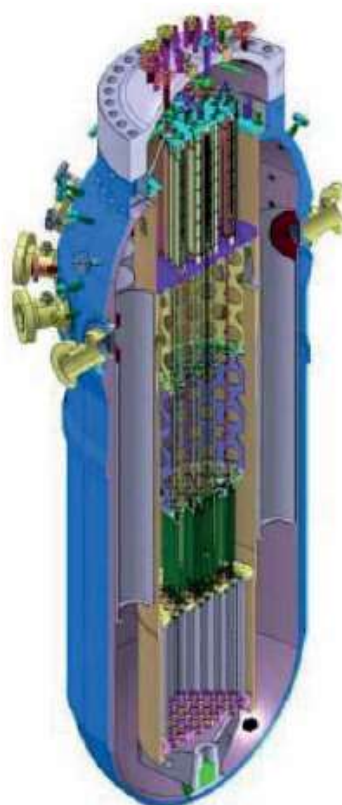
#### **Nevýhody plovoucí jaderné elektrárny**

- Loď není schopna sama sebe zásobit elektrickou energií a plout bez podpory. [46]

### 2.1.2 CAREM-25

Do společnosti elitních států stojících za nejpokročilejšími projekty malých jaderných reaktorů se v poslední době úspěšně zařadila i Argentina. V únoru roku 2014 úspěšně položila základní kámen budoucí jaderné elektrárny s reaktorem CAREM-25. Jako místo výstavby byl vybrán komplex elektráren Atucha I a II nedaleko města Lima. Argentina i v oblasti malých reaktorů využívá získaných zkušeností z provozu svých dvou reaktorů Atucha I a Embalse. Celá jaderná energetika je v Argentině založena na těžkovodních reaktorech. Při vývoji reaktoru CAREM-25 však vsadila Argentina na světově rozšířenější koncepci lehkovodního tlakovodního reaktoru. [10] [30]

Reaktor CAREM-25 patří do skupiny reaktorů integrálního typu. Z důvodu velmi nízkého výkonu (jen 25 MWe) je dostatečné chlazení zajištěno pomocí přirozené cirkulace. Potřebného rozdílu teplot a hustoty pro přirozenou cirkulaci je dosaženo umístěním parogenerátoru nad aktivní zónu. V horní oblasti tlakové nádoby se teplota chladicí vody blíží teplotě sytosti. Tato koncepce uspořádání plní i funkci kompenzátoru objemu. Bylo provedeno několik bezpečnostních analýz a zmíněná koncepce chladicího systému obstála i při různých přechodových jevech. Negativní zpětná vazba, která je vytvořena možností dosáhnout vysoké teploty v reaktorové nádobě, dokáže zvýšení reaktivity při přechodových jevech kompenzovat a využití řídicích klastrů ke kontrole reaktivity je v reaktoru CAREM-25 minimální. [10] [31]



Obrázek 2-1 Vizualizace reaktoru CAREM-25 [31]

#### Výhody elektrárny s reaktorem CAREM-25

- Určené místo výstavby a zahájená stavba. Funkční referenční elektrárna v blízké budoucnosti.
- Malé množství jaderného materiálu a velké množství chladiva v reaktorové nádobě.

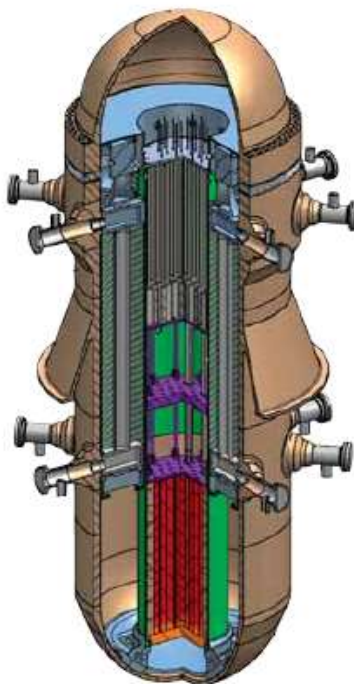
- Eliminace čerpadel a kompenzátoru objemu vede ke snížení ceny reaktoru a zvýšení jeho bezpečnosti. [10] [17]

#### Nevýhody elektrárny s reaktorem CAREM-25

- Nižší účinnost systému ve srovnání s většími reaktory<sup>3</sup>.
- Potřeba speciálního designu paliva.

### 2.1.3 IRIS

Vývoj reaktoru IRIS (International Reactor Innovative and Secure) započal v roce 1999, kdy získal finanční podporu od Amerického úřadu pro jadernou bezpečnost – NRC (Nuclear Regulatory Commission). Projekt není vyvíjen jako většina ostatních reaktorů pod záštitou jedné korporace, ale je do projektu zapojeno mnoho institucí a univerzit z desítky zemí světa. Nechybí mezi nimi země s bohatou jadernou historií, například USA, Velká Británie nebo Rusko. Hlavním důvodem pro vytvoření tohoto mezinárodního týmu byla snaha o vznik opravdového a využitelného konceptu reaktoru, rozložení finančního zatížení mezi více států a institucí a zájem zainteresovaných stran o jaderný reaktor malého výkonu. V roce 2014 je hotový základní návrh tohoto reaktoru. Další vývoj reaktoru IRIS je však ohrožen nedostatkem financí a hlavním úkolem v blízké budoucnosti je získat strategického partnera pro další vývoj. [7]



Obrázek 2-2 Vizualizace reaktoru IRIS [31]

IRIS je lehkovodní tlakovodní reaktor integrálního typu. Svým výkonem 335 MWe patří k největším typům reaktorů integrálního typu. Hodnota výkonu vychází ze zkušeností z provozu starších reaktorů typu BWR, 2-smyčkového PWR a VVER440. Na základě technických studií byla zvolena pro chlazení aktivní zóny nucená cirkulace chladiva. Pro kontrolu reaktivity jsou využity

---

<sup>3</sup> Reaktor CAREM-25 – 100 MWt a vyrobí 25 MWe versus reaktor IRIS - 1000 MWt a vyrobí 335 MWe.

dvě možnosti. Za první pomocí změny koncentrace kyseliny borité a za druhé pomocí regulačních klastrů. [31] [41]

#### **Výhody elektrárny s reaktorem IRIS**

- Velmi široký vývojový tým.
- Využití standardního paliva 17x17 Westinghouse.
- Modularita – možnost stavby několika jednotek se společnými pomocnými provozy.
- Eliminace některých havárií třídy IV – vystřelení regulačního klastru, LOCA havárie. [31]

#### **Nevýhody elektrárny s reaktorem IRIS**

- Vývoj projektu je ohrožen nedostatkem financí.
- Po odstoupení firmy Westinghouse je projekt bez strategického partnera. [31]

### **2.1.4 NuScale**

Další projekty jsou v pokročilém stavu vývoje v USA. Prvním z nich je malý modulární reaktor nuScale. Již od roku 2007 probíhá předběžné řízení o získání licence u NRC. Jako u ostatních reaktorů se získání licence řídí článkem 10 CFR Part 52. V dnešní době probíhá předběžné jednání o získání DC (Design Certification). Předpokládané období, kdy by mělo začít samotné řízení, je druhá polovina roku 2016. Licence DC je podmínkou získání COL (Combine Operation Licence), která předchází konstrukci reaktoru. [1]



*Obr. 2-2 Design reaktoru nuScale*

Reaktor nuScale se svým výkonem 24 MWe řadí mezi nejmenší reaktory, které jsou v pokročilém stádiu vývoje. Jeho hlavní výhodou je jeho modularita. V jedné lokalitě (elektrárně) se počítá s využitím 12 těchto jednotek s celkovým výkonem 540 MWe. Malý výkon na jednotku umožňuje využít systém přirozené cirkulace chladiva. Z tohoto důvodu reaktor nepotřebuje žádná čerpadla pro zajištění průtoku chladiva reaktorem. I v případě poruchy dokáže přirozená cirkulace

odvést potřebný výkon z aktivní zóny a uchladiť reaktor. Celý reaktor je ponořen v bazénu s vodou, která zajišťuje havarijní chlazení reaktoru. Toto chlazení je dostatečné pro úplné dochlazení reaktoru. [1] [31]

#### **Výhody elektrárny s reaktory nuScale**

- Chlazení pomocí přirozené cirkulace chladiva.
- Redukce pohyblivých částí uvnitř reaktoru<sup>4</sup>.
- Modulární výstavba a možnost volby velikosti elektrárny pro určitou situaci.
- Relativní jednoduchost elektrárny oproti velkým blokům.
- Použití standardního paliva pro lehkovodní reaktory. [31]

#### **Nevýhody elektrárny s reaktory nuScale**

- Velký počet jednotek na jednom místě – roste možnost poruchy se společnou příčinou.

### **2.1.5 mPower**

O reaktoru mPower se v posledních letech začalo více psát z důvodu spojením s konkrétní společností<sup>5</sup> a konkrétním místem výstavby<sup>6</sup>. Stejně jako u reaktoru nuScale bylo zahájeno předběžné řízení o DC. Řízení bylo zahájeno již v roce 2009. V dubnu roku 2014 bylo toto řízení pozastaveno na žádost společnosti Babcock & Wilcox, Inc. Důvodem pozastavení jsou problémy ve financování projektu a nedostatečný zájem z komerční sféry o reaktor mPower. [3] [47]

Základní koncepce reaktoru je stejná jako u nuScale a Westinghouse SMR. Jednotkový výkon tohoto typu je 180 MWe. Modulární koncept umožňuje stavbu až deseti jednotek v jedné elektrárně. V uspořádání s deseti reaktory mPower již elektrárna ztrácí hlavní výhodu malého zdroje. Z tohoto důvodu se předpokládá použití méně jednotek v jedné lokalitě. V již vybrané lokalitě Clinch River Site se počítá jen s jednou jednotkou, která však přesně kopíruje velikost spotřeby elektrické energie v dané lokalitě.

Hlavní výhodou reaktoru mPower je existence makety reaktoru. Jedná se o 1:1 maketu, která dokáže simulovat všechny technické rysy reálného reaktoru. Díky IST Facility (Integrated System Test) může společnost Babcock & Wilcox, Inc. provádět testy zařízení již před stavbou samotného reaktoru. Jediným a hlavním rozdílem mezi maketou a samotným reaktorem je to, že maketa využívá jako zdroj tepla elektřinu místo jaderné reakce. [2]

---

<sup>4</sup> Zůstaly pohony řídicích klastrů pro řízení reaktivita.

<sup>5</sup> Společnost TVA (Tennessee Valley Authority)

<sup>6</sup> Clinch River Site



Obr. 2-3 Design reaktoru mPower [14]

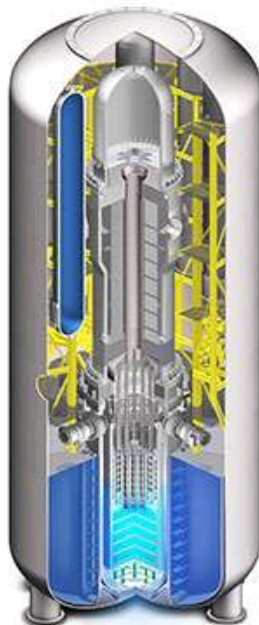
#### Výhody designu elektrárny s reaktory mPower

- Plně funkční maketa reaktoru mPower.
- Dlouholetá zkušenost společnosti Babcock & Wilcox, Inc. s výrobou jaderných reaktorů.
- Modulární výstavba a možnost volby velikosti elektrárny pro určitou situaci.
- Relativní jednoduchost elektrárny oproti velkým blokům.
- Použití standardního paliva pro lehkovodní reaktory.

#### 2.1.6 Westinghouse SMR

Reaktor od firmy Westinghouse nabízí, spolu s reaktorem IRIS, největší výkon na jednu jednotku. Výkon reaktoru je 225 MWe. Vychází z dlouhodobé historie společnosti Westinghouse a z vývoje jednotek velkého výkonu (AP 600, AP 1000). Stejně jako tyto další reaktory od společnosti Westinghouse jsou založeny na systémech pasivní bezpečnosti. Nezanedbatelnou výhodou jsou také zkušenosti z procesu získání licence podle článku 10 CFR Part 52, které Westinghouse získal v průběhu získávání licence pro reaktor AP 1000. Podle stejného článku je posuzován i reaktor Westinghouse SMR. Při havárii není nutný zásah člověka. Bez tohoto zásahu dokáže reaktor přestát 7 dní.

Datum získání DC v dnešní době není pevně stanoven. V prvním čtvrtletí roku 2014 byl vývoj reaktoru zastaven a společnost Westinghouse se oblasti malých modulárních reaktorů dále nevěnuje. [6] [48] [53]



Obr. 2-4 Design reaktoru Westinghouse SMR s kontejnmentem [48]

#### **Výhody designu elektrárny s reaktory Westinghouse SMR**

- Využití zkušeností s vývojem jednotky AP 1000 – zkušenosti s pasivními systémy.
- Použití osvědčeného paliva – stejného jako v jednotce AP 1000 – poloviční délka proutků.
- Vysoká variabilita dodávaného výkonu (mezi 20 % - 100 % nominálního výkonu).

#### **Nevýhody designu elektrárny s reaktory Westinghouse SMR**

- Havarijní chlazení bez zásahu člověka zajištěno jen po dobu 7 dnů. [48]

### **2.1.7 Holtec SMR-160**

Reaktor od společnosti Holtec je nejméně propracovaný projekt z uvedených reaktorů. Samotná společnost Holtec nemá velkou zkušenost s návrhem jaderného zařízení. Velké zkušenosti však má ve výrobě různých komponent pro jadernou energetiku i ostatní strojírenské výrobky. Design reaktoru je však nejpokrokovější z uvedených reaktorů. Využívá všech výhod a vylepšení, které se u malého modulárního reaktoru přepokládají<sup>7</sup>. V některých oblastech jde však dále než ostatní koncepty. Jedná se o možnost chlazení vzduchem nebo prodloužená životnost na 80 let. Další ambiciózní vlastností je výstavba reaktoru během 18 měsíců. Výměna paliva probíhá v celku – celá aktivní zóna je vyvezena a poté je vloženo čerstvé palivo. Již v projektu se počítá s podzemním skladem vyhořelého paliva, který bude dimenzován až na 100 let provozu reaktoru. [26]

<sup>7</sup> Integrované uspořádání, umístění pod zemí, pasivní systémy chlazení, víceletý cyklus výměny paliva atd.



Obr. 2-5 Design reaktoru Holtec SMR-160 [27]

#### ***Výhody designu elektrárny s reaktory Holtec SMR-160***

- Doba životnosti elektrárny až 80 let.
- Možnost chlazení kondenzátoru masou vzduchu – využití ve velmi suchých oblastech.
- Chladivo bez kyseliny borité – nižší korozní poškození reaktorové nádoby.

#### ***Nevýhody designu elektrárny s reaktory Holtec SMR-160***

- Bez předchozích zkušeností z oblasti návrhu jaderných reaktorů. [26]

## **2.2 Možnosti licencování nových typů malých a středních reaktorů**

Licencování nových typů reaktorů se provádí nejdříve v zemi vývoje. Tato práce se primárně zaměřuje na možnosti získání licence v USA, a to z důvodu velkého počtu malých reaktorů, které se v této zemi vyvíjí a jsou v pokročilém stavu vývoje. Ihned po založení NRC byl uveden v platnost článek 10 CFR Part 50, ve kterém je zapsán proces získání licence pro provozování civilního jaderného zařízení. Po havárii v jaderné elektrárně TMI (Three Mile Island) se pozornost národního regulátora v USA začala více upínat k bezpečnosti jaderných elektráren a bylo omezeno vydávání nových licencí na provoz. To mělo za následek velké ztráty pro investory a zdražení elektrické energie z důvodu zastavení stavby plánovaných reaktorů. Tyto příčiny zaznamenal také Kongres Spojených států amerických a dal podnět ke vzniku článku 10 CFR Part 52, který upravuje licenční řízení pro nové jaderné reaktory. [6] [8]

### 2.2.1 Článek 10 CFR Part 50

Tento článek byl v minulosti jediný prostředek pro získání licence jaderného zařízení. V dnešní době se přechází k novějšímu článku 10 CFR Part 52. I dnes může být využit pro získání licence k provozu jaderné elektrárny<sup>8</sup>.

Při procesu získání licence podle článku 10 CFR Part 50 musí žadatel nejprve získat povolení k zahájení stavby. Toto povolení lze udělit, když žadatel předloží Předběžnou bezpečnostní analýzu (PSAR) a posouzení vlivu na životní prostředí. Po udělení povolení lze zahájit stavbu elektrárny. V průběhu stavby se provádí důsledné kontroly ze strany NRC, které mohou vést ke změně projektu. Po provedení požadovaných změn v projektu může NRC udělit licenci k provozování elektrárny. [8]

Tento článek umožňuje žadateli začít s výstavbou po udělení povolení ke stavbě a v průběhu stavby projekt vylepšovat a upravovat, což je jeho největší výhoda. Bohužel tato flexibilita vede k situaci, kdy každý stavěný reaktor je jedinečným projektem. Z tohoto důvodu se získání licence neúměrně protahuje, což přináší velké finanční ztráty na straně žadatele. Kromě toho se vkládá i veřejnost do procesu získání licence k provozování elektrárny, což je příčinou dalšího zpoždění. Nesouhlas veřejnosti může vyústit až k zavření nově postavené jaderné elektrárny<sup>9</sup>.

Z těchto důvodů a velmi dlouhého procesu (až 14 let) navrhnul Kongres Spojených států amerických NRC změnu licenčního řízení. Na základě tohoto podnětu vznikl článek 10 CFR Part 52. [6]

### 2.2.2 Článek 10 CFR Part 52

Článek 10 CFR Part 52 vešel v platnost v roce 1989. I když je již 25 let v platnosti, proběhlo licenční řízení s následným získáním licence jen pro 4 reaktory – ABWR společnosti GE (General Electric), System80+, AP 600 a AP 1000 od společnosti Westinghouse. [8]

Hlavní změnou je přechod z dvoukolové na jednokolové řízení o udělení licence. Z tohoto důvodu byla představena COL, která opravňuje ke stavbě i k provozu jaderné elektrárny. Kromě této kombinované licence byly uvedeny dva licenční kroky, které vedou k získání COL – DC a ESP (Early Site Permits). Společnost, která se zabývá vývojem reaktoru a posléze také jeho výrobou, žádá o DC, a společnost, která bude jaderný reaktor provozovat, žádá o ESP. Posléze provozující společnost na základě ESP a DC žádá o COL k provozování jaderné elektrárny. [8]

Hlavními změnami oproti předchozí praxi je standardizace projektu a udělení COL. Standardizací je myšleno to, že prodejce reaktoru získá jeden DC pro svůj reaktor a poté lze tento reaktor neomezeně stavět na základě ESP, které získá budoucí provozovatel. COL v praxi znamená, že provozovatel má jistotu, že po dostavbě bude moci elektrárnu provozovat a že se nestane to, co se stalo na elektrárně Shoreham. [6]

---

<sup>8</sup> TVA žádá o licenci pro provoz mPower reaktoru podle článku 10 CFR Part 50.

<sup>9</sup> Elektrárna Shoreham na Long Islandu.

### 3 NEUTRONOVĚ-FYZIKÁLNÍ VÝPOČET JADERNÉHO REAKTORU

Jaderná elektrárna je komplexní zařízení. Aby mohla být uvedena do provozu, musí splnit veškeré požadavky na ni kladené v oblasti bezpečnosti. Splnění těchto požadavků prokáže provozující společnost pomocí provedení simulací na modelu této elektrárny. V ideálním případě by se vytvořil jeden celkový model jaderné elektrárny. Model by zahrnoval neutronově-fyzikální část, termohydraulické výpočty, materiálové výpočty a další části, které by navzájem komunikovaly a předávaly si informace v reálném čase. I v dnešní době, kdy má lidská společnost k dispozici složitá a výkonná zařízení, není tento výkon dostačující. Musí se přistoupit k rozdělení komplexního modelu na menší části a tyto části řešit samostatně. Tato práce se věnuje oblasti neutronově-fyzikálních výpočtů a programy (kódy), které patří do této kategorie. [9]

Mezi hlavní úkoly neutronově-fyzikálního výpočtu jaderného reaktoru patří:

1. Stanovit kritický parametr jaderného reaktoru.
2. Stanovit rozložení hustoty neutronů, rozložení výkonu a množství vyvinutého tepla.
3. Spočítat vyhoření jaderného paliva a hromadění strusek a jedů.
4. Určit stabilitu reaktoru – reakce na drobné změny rozložení neutronů a výkonu reaktoru.
5. Provést havarijní nebo další speciální analýzy.

Prvním bodem výpočtu při návrhu jaderného reaktoru je stanovení kritického parametru. Tímto výpočtem získáme pojem o velikosti navrhovaného reaktoru – kritická velikost, která většinou závisí na geometrii aktivní zóny. Druhým parametrem je hmotnost štěpného materiálu, který bude v reaktoru umístěn (kritická hmotnost).

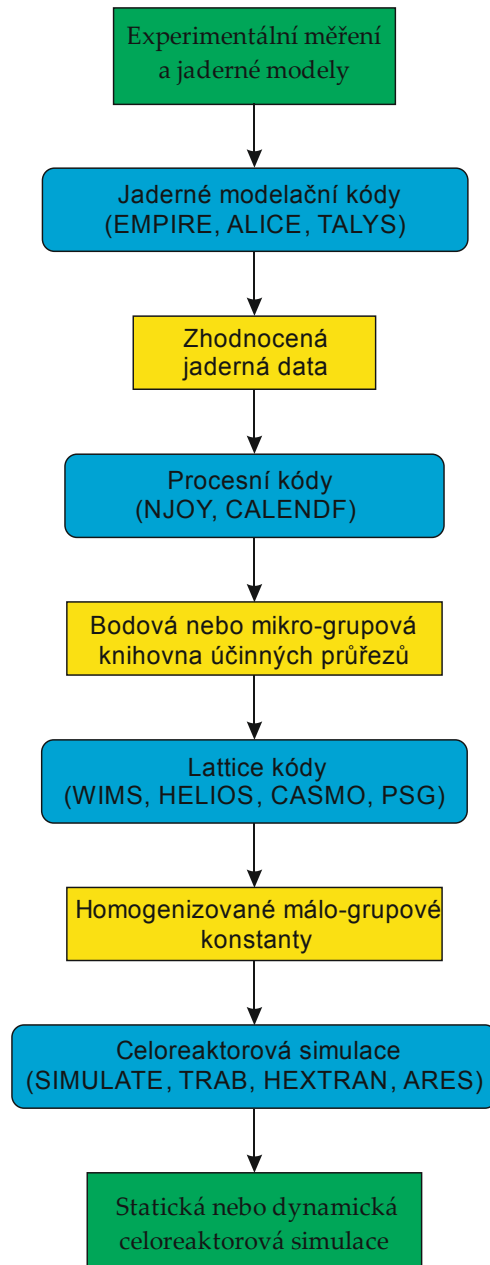
Stanovení rozložení hustoty neutronů je důležité zejména pro analýzu chování reaktoru. Pokud je známa hustota neutronů v každém místě reaktoru, lze pomocí pravděpodobnostních výpočtů a účinných průřezů materiálu určit vzájemnou interakci neutronů s okolím. Na základě hustoty neutronů lze také určit energetický výkon jaderného reaktoru. Na základě tohoto výpočtu je následně dimenzováno a navrhováno chlazení aktivní zóny reaktoru. Podle rozložení neutronů v aktivní zóně se navrhuje palivová vsázka tak, aby toto rozložení bylo rovnoměrné v celé aktivní zóně. [9]

Pro dlouhodobý provoz jaderného reaktoru je nutno znát chování paliva během vyhořívání. Při štěpné reakci v reaktoru vznikají štěpné produkty, které mají velmi vysoký účinný průřez pro absorpci tzv. struska nebo jed. Tvorba jedů snižuje zásobu kladné reaktivity. Tuto zásobu reaktivity je nutno během kampaně kompenzovat, aby byl reaktor právě kritický v každém okamžiku. Kompenzaci lze provést pomocí řídících klastrů nebo změnou koncentrace kyseliny borité. V průběhu kampaně tato zásoba postupně klesá a až při konci dosáhne nulové hodnoty. Úkolem fyzikálního výpočtu je určit polohu řídících klastrů a koncentraci kyseliny borité během kampaně. [9]

Havarijní analýzy se snaží popsat rychlé, nepředpokládané změny, které souvisejí s nějakou poruchou nebo přechodovým jevem. Časový interval těchto změn je velmi malý, změna parametrů jaderného reaktoru je ve většině případů nelineární, a proto se k výpočtu využívají numerické nebo statistické metody.

Schéma postupu při fyzikálním výpočtu je naznačen na Obr. 3-1. Fyzikální výpočty je nutné provádět jak při samotném návrhu nebo při prvním zavedení paliva a následným spuštěním, tak

i v průběhu provozu při změně konfigurace aktivní zóny nebo při změně typu paliva. Na základě fyzikálních výpočtů se uděluje licence na provoz. Při každé změně složení aktivní zóny musí operátor jaderné elektrárny žádat o vydání nové licence pro aktuální zónu. [9]



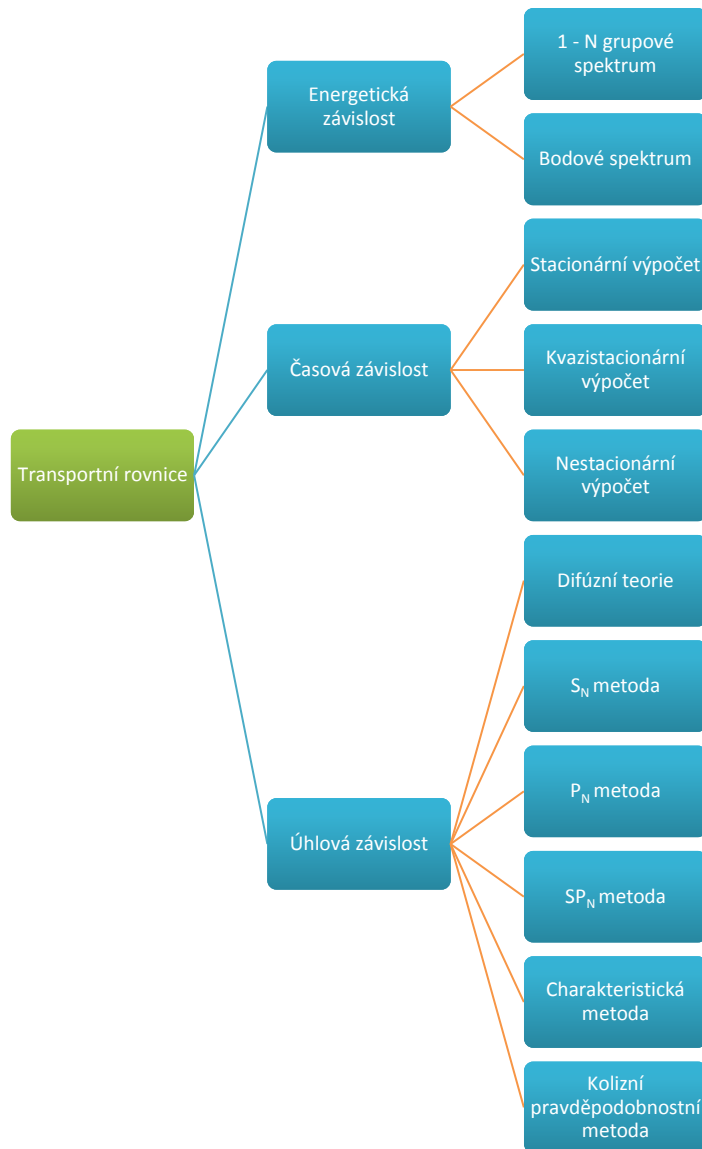
Obr. 3-1 Vývojový diagram simulace aktivní zóny jaderného reaktoru [11]

## 4 ROVNICE TRANSPORTU NEUTRONŮ

Základní rovnicí pro popis neutronové kinetiky reaktoru dává do souvislosti vznik neutronu, jeho rozptyl (moderace + difúze), absorpci neutronu v látce bez následného štěpení a nakonec únik neutronu ze zkoumané soustavy. V teorii reaktorů lze tyto pochody popsat pomocí rovnice:

$$\begin{aligned} \left[ \frac{\text{Změna počtu neutronů}}{v \text{ objemové jednotce } V} \right] = & \left[ \frac{\text{Produkce neutronů}}{v \text{ objemové jednotce } V} \right] - \\ & - \left[ \frac{\text{Absorpce neutronů}}{v \text{ objemové jednotce } V} \right] - \left[ \frac{\text{Únik}}{z \text{ objemové jednotky } V} \right] \end{aligned} \quad (4.1)$$

Přesným popisem rovnice (4.1) je Boltzmannova transportní rovnice. Z důvodu její komplexnosti se pro reálné problémy využívá jejího zjednodušení. [14] [36]



Obr. 4-1 Diagram závislostí transportní rovnice

## 4.1 Transportní rovnice

Transportní rovnice vyjadřuje bilanci neutronů v závislosti na čase, prostorových souřadnicích, energii a směru pohybu neutronů. Základním zjednodušením při řešení transportní rovnice je odstranění časové závislosti a řešení stacionárního stavu. Transportní rovnice ve stacionárním tvaru je rovnice závislá na šesti proměnných. Řešení takto složité rovnice je velmi časově náročné a vyžaduje vysoký výpočetní výkon.

Rovnice pro transport neutronů vychází z poznatků, které použil Boltzmann pro popis difúze molekul plynů. Hlavní pravidlo, které v této rovnici platí, je, že se neutrony šíří z oblasti s vyšší hustotou neutronů do oblasti s menší hustotou. Platnost Boltzmannovy transportní rovnice je omezena dvěma podmínkami. První podmínkou je dostatečný počet neutronů v systému a druhou podmínkou je dostatečné velké prostředí bez silných absorbátorů. [14]

V oblasti jaderných reaktorů se Boltzmannova transportní rovnice ve stacionárním tvaru uvádí:

$$\begin{aligned} \frac{\partial n(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E)}{\partial t} = \frac{1}{v} \cdot \frac{\partial \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E)}{\partial t} = -\boldsymbol{\Omega} \text{grad } \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E) - \Sigma(E) \cdot \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E) + \\ + \int_{4\pi} \int_0^\infty \Sigma_s(\boldsymbol{\Omega}' \rightarrow \boldsymbol{\Omega}, E' \rightarrow E) \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}', E') d\boldsymbol{\Omega}' dE' + S(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E) \end{aligned} \quad (4.2)$$

kde jednotlivé členy výrazu lze definovat jako:

$$\text{časová změna hustoty neutronů} = \frac{\partial n(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E)}{\partial t} \quad (4.3)$$

První člen rovnice představuje časovou změnu hustoty neutronů, která je definována několika parametry. Mezi tyto parametry patří  $E$  – energie neutronů, které se pohybují rychlostí se směrem  $\boldsymbol{\Omega}$  v okolí polohového vektoru  $\mathbf{r}$ . Všechny veličiny jsou vztažené na jednotkový interval energie a jednotkový prostorový úhel.

$$\text{hustota toku neutronů} = \frac{1}{v} \cdot \frac{\partial \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E)}{\partial t} \quad (4.4)$$

Druhý výraz levé strany rovnice vyjadřuje vztah mezi hustotou neutronů a hustotou toku neutronů. Veličina  $\Phi$  představuje počet neutronů, které projdou jednotkovou plochou ve všech směrech.

Pravá strana rovnice popisuje vznik a ztráty neutronů v dané objemové jednotce.

$$\text{únik neutronů} = -\boldsymbol{\Omega} \text{grad } \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E) \quad (4.5)$$

První člen vyjadřuje únik neutronů, který je definován jako počet neutronů o energii  $E$  pohybujících se směrem  $\boldsymbol{\Omega}$ , které unikají z objemové jednotky v bodě  $\mathbf{r}$ .

$$\text{absorpce neutronů} = \Sigma(E) \cdot \Phi(\mathbf{r}, \boldsymbol{\Omega}, E) \quad (4.6)$$

Druhý člen vyjadřuje interakci neutronů s materiálem, ze kterého je objemová jednotka tvořena. Jedná se o absorpci a rozptyl neutronů o energii  $E$ , které se pohybují směrem  $\boldsymbol{\Omega}$  a jsou zkoumány v bodě definovaném polohovým vektorem  $\mathbf{r}$ .

$$\begin{aligned} \text{rozptyl neutronů do objemové a energetické jednotky} = \\ = \int_{4\pi} \int_0^\infty \Sigma_s(\Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \Phi(\mathbf{r}, \Omega', E') d\Omega' dE' \end{aligned} \quad (4.7)$$

Třetí člen pravé strany rovnice vyjadřuje rozptyl neutronů o energii  $E'$ , které jsou rozptýleny z úhlu  $\Omega'$  do objemové jednotky v bodě  $\mathbf{r}$ .

$$\text{vznik neutronů} = S(\mathbf{r}, \Omega, E) \quad (4.8)$$

Posledním členem pravé strany rovnice je výraz definující vznik neutronů o energii  $E$  pohybujících se směrem  $\Omega$  a vzniklých v bodě  $\mathbf{r}$ . Všechny tyto členy jsou vztaženy na jednotkový interval energie a na jednotkový prostorový úhel. [14]

Analytické řešení transportní rovnice lze využít jen ve velmi zjednodušených situacích. Pro řešení 3D a energeticky závislého problému musíme přistoupit k numerickému řešení. Je potřeba nalézt nejvhodnější postup, který bude co nejvíce přesný a efektivní. Výzkumem v oblasti numerického řešení transportní rovnice se zabývá mnoho skupin vědců již od padesátých let minulého století. Během této doby velikost počítačové paměti a výpočetní výkon vzrostl o několik řádů a mohlo by se zdát, že výpočetní výkon dnešních počítačů musí být dostatečný. Řeší-li se nezjednodušená transportní rovnice v oblasti celého jaderného reaktoru, získáme po dosazení až  $10^{15}$  neznámých<sup>10</sup>, což je příliš i pro dnešní výpočetní centra. Z tohoto důvodu se od padesátých let minulého století upírá na vylepšování výpočetních algoritmů. [6]

Numerické řešení spočívá v diskretizaci veličin v rovnici – diskretizace spojitého spektra energie, diskretizace prostorových souřadnic a diskretizace směru pohybu neutronů. Po této diskretizaci obsahuje výpočet stále sedm nezávislých proměnných (3 prostorové souřadnice, 2 směry, 1 energie a 1 časová závislost). Aby byl výpočet proveditelný, je nutné určit okrajové podmínky výpočtu. Jedná se o následující okrajové podmínky:

1. Při průchodu rozhraním dvou rozptylujících prostředí požadujeme ve směru svazku procházejících neutronů spojitost hustot toku neutronů a hustot proudů neutronu.
2. Podmínka na rozhraní mezi rozptylujícím prostředím a vakuem.

Kromě těchto podmínek je nutné ještě respektovat podmínku pro nekonečné prostředí a počáteční podmínky. [33]

V následujících kapitolách následuje popis jednotlivých závislostí transportní rovnice.

#### 4.1.1 Úhlová závislost

Nejjednodušším přístupem k úhlové závislosti transportní rovnice je její zanedbání. S tímto přístupem pracuje difúzní teorie (kapitola 4.2). Při výpočtech konvenčních lehkovodních reaktorů je difúzní přiblížení transportní rovnice dostatečné. Problém a snížení přesnosti výpočtu nastává při řešení vysokého vyhoření paliva, při výpočtech rychlých reaktorů, při výpočtech stínění a v blízkosti rozhraní a silných absorbátorů. Zde přesnost velmi rychle klesá, již nelze úhlovou závislost zanedbat a je nutné ji do výpočtu zahrnout.

Existují dva přístupy začlenění úhlové závislosti do vlastního řešení. Prvním přístupem je diskretizace, kdy jsou neznámými úhlové hustoty toku neutronů ve vybraných směrech. Tohoto přístupu se využívá v  $S_N$  metodě a metodě charakteristik. Druhým možným přístupem je projekce. Tato metoda je založena na rozvoji sférických harmonických funkcí, kde je rozvoj ukončen

<sup>10</sup> Tento počet proměnných platí pro stacionární výpočet (časově nezávislý výpočet).

u stupně  $N$ . Tohoto přístupu se využívá v  $P_N$  metodě. Z důvodu vysoké náročnosti na výpočetní výkon těchto metod se v poslední době dostává do popředí metoda  $SP_N$ , která je popsána v kapitole 4.3. [43]

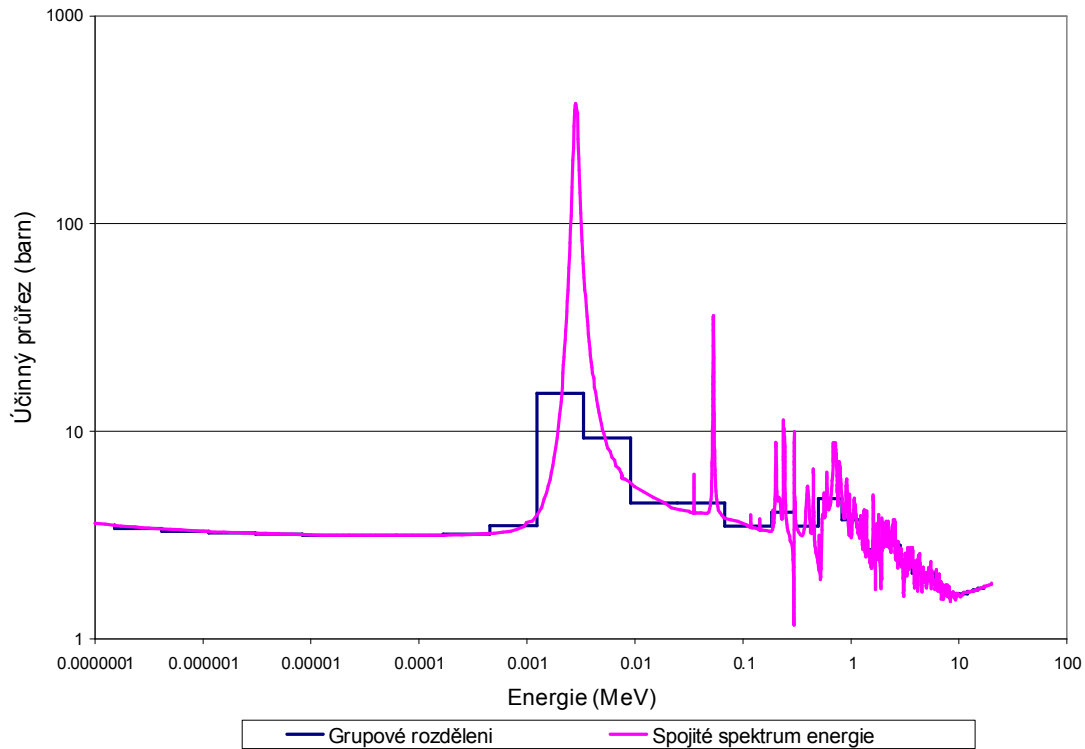
#### 4.1.2 Energetická závislost

Většina výpočetních kódů požaduje data o energetické závislosti účinných průřezu v odlišném tvaru. Rozdíly spočívají v detailech, se kterými kód pracuje. Nejdetailnější vstupní data potřebují tzv. *lattice* kódy, které vytvářejí data pro provozní kódy. Prvotní data o energetické závislosti účinných průřezů pocházejí z experimentů, dále jsou doplněna o data z teoretických modelů a poté zaznamenána v tzv. knihovnách. Tyto knihovny se nazývají „zhodnocená jaderná data“.

Mezi nejznámější knihovny patří ENDF knihovna. První verze knihovny zvaná ENDF/B byla primárně vytvořena a používána v USA. V dnešní době se jedná o nejrozšířenější knihovnu. Při vývoji knihovny ENDF/B-VI bylo usouzeno, že z americké národní knihovny se stává mezinárodně uznávaná a využívaná knihovna. Z důvodu světového rozšíření se knihovna rozrostla o data z historických národních knihoven JEF (evropská knihovna), JENDL (japonská knihovna) a BROND (ruská knihovna). ENDF knihovna obsahuje počítačově zpracovatelná data, která popisují účinný průřez, energii a úhel produktů štěpení, samotné produkty štěpení, způsoby a produkty rozpadů radioaktivních prvků a velikost chyby, se kterou jsou data zaznamenána. Data v knihovnách si zachovávají velkou přesnost, a proto je nelze přímo využít k výpočtům. [37]

„Zhodnocená jaderná data“ se musejí zpracovat pomocí procesních kódů (např. NJOY) do bodového spektra energií nebo do grupového spektra. Monte Carlo kódy ve většině případů využívají bodového spektra energií. Požaduje-li výpočetní kód hodnotu účinného průřezu, která není v bodovém spektru zaznamenána, dokáže tuto hodnotu získat pomocí interpolace. Výhoda tohoto spektra je jeho větší přesnost, které však způsobuje velkou náročnost na výpočetní výkon. [19]

Z důvodu vysoké náročnosti na výpočetní výkon dochází k snížení detailnosti a přechodu od bodového spektra ke grupovému spektru. Tento druh spektra využívají deterministické výpočetní kódy. Počet grup závisí na druhu problému. Jedná-li se o jednoduchou geometrii malých rozměrů, počet grup může dosáhnout počtu 10000. Takové rozlišení se nazývá ultra-jemné a je využíváno k tvorbě knihoven účinných průřezů pro detailní analýzu na úrovni jednoho proutku. Rozlišení o počtu grup mezi 50 až 400 se nazývá jemné a toto rozlišení využívají tzv. *lattice* kódy. Rozměr oblasti, ve které se provádí analýza, se zvětší na rozměr jedné kazety. V této fázi se řeší samotná transportní rovnice. Úhlová závislost je řešena pomocí metody charakteristik nebo pomocí kolizní pravděpodobnostní metody. Těmito metodami se vytvoří všeobecné grupy (2 až 20). Nakonec s využitím těchto všeobecných grup je proveden výpočet transportu neutronů v reaktoru jako celku. K tomuto výpočtu se využívají provozní kódy, které používají difúzní teorii a dvě energetické grupy, jedna pro tepelné neutrony a druhá pro rychlé neutrony. Větší detailnost není nutná, jelikož nevede k výraznému zpřesnění výsledku, naopak narůstá výpočetní náročnost. [19]



Obr. 4-2 Diskretizace spojitého energetického spektra na jednotlivé energetické grupy [51]

### 4.1.3 Časová závislost transportní rovnice

Dlouhodobá kinetika se zabývá jevy, jejichž časová závislost je v řádech dnů až měsíců. Dlouhodobé jevy jsou vyvolány hlavně třemi činiteli – vyčerpáním štěpitelného materiálu, přeměnou plodivého materiálu na materiál štěpitelný a hromaděním štěpných produktů. Tyto jevy jsou řešeny za předpokladu, že produkce neutronu a jejich zánik je v rovnováze. Řešením difúzní rovnice potom je výpočet na vlastní číslo<sup>11</sup>. [36]

Krátkodobá kinetika řeší jevy, jejichž časová závislost je v řádech sekund až desítek minut. V tomto časovém intervalu je vyhoření paliva velmi malé a lze ho zanedbat. Krátkodobá kinetika se zabývá zejména přechodovými stavy reaktoru a havarijními analýzami. Přechodové stavy reaktoru mohou být zapříčiněny – u varného reaktoru rychlou změnou množství páry potřebné na turbíně nebo u tlakovodního reaktoru změnou teploty moderátoru. Krátkodobé jevy jsou většinou řešeny za předpokladu, že je neutronový tok ve všech směrech konstantní a reaktor se chová jako jeden bod. Tato metoda se jmenuje bodová kinetika. Rovnice bodové kinetiky pro 6 skupin zpožděných neutronů je definována vztahy 4.9 a 4.10. [36] [42]

$$\frac{\partial n(t)}{\partial t} = \frac{(1 - \beta) \cdot k - 1}{l} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i \cdot C_i(t) \quad (4.9)$$

$$\frac{\partial C_i(t)}{\partial t} = -\lambda_i \cdot C_i(t) + \frac{\beta_i \cdot k}{l} \cdot n(t) \quad (4.10)$$

Střednědobá kinetika se zabývá jevy, jejichž doba trvání je od hodin do jednoho nebo několika dnů. Stejně jako v krátkodobé kinetice se vyhořívání paliva zanedbává. Co však již zanedbat nelze je měnící se charakteristika štěpných produktů. Střednědobá kinetika se zejména zabývá změnou

<sup>11</sup> Výpočet je popsán v kapitole 6.3.

koncentrace štěpných produktů na základě jejich radioaktivního rozpadu. Zaměřuje se na produkty s velkým účinným průřezem pro absorpci tepelných neutronů –  $^{135}\text{Xe}$  a  $^{149}\text{Sm}$ . Tyto produkty mají významný vliv na multiplikační koeficient a musí se s nimi počítat, aby byl reaktor udržen v kritickém stavu. Metody řešení střednědobé kinetiky se liší s přihlédnutím na prostorové rozložení štěpných produktů. Je-li prostorové rozložení štěpných produktů rovnoměrné, lze toto prostorové rozložení zanedbat a k výpočtu lze využít rovnice bodové kinetiky. [36]

## 4.2 Difúzní rovnice

Difúzní teorie hraje velmi významnou roli v návrhu jaderného reaktoru z důvodu, že je dostatečně jednoduchá, aby umožnila přiblížit a dostatečně reálně popsat mnoho důležitých problémů v návrhu designu jaderného reaktoru.

V základní difúzní teorii předpokládáme, že všechny neutrony mají stejnou rychlost, srážky mezi neutrony a jádry atomů nemají za následek žádnou změnu energie. Tyto podmínky platí s dobrým přiblížením pro neutrony v tepelné oblasti. Prostředí, ve kterém je tato teorie platná, musí být bez absorpčních materiálů nebo s velmi slabými absorbátory a dostatečně daleko od rozhraní. Transportní rovnici pro neutrony jedné energie, které se účastní srážek bez ztráty energie, lze dále redukovat na aproximaci difúzní teorie. Tato aproximace dále redukuje transportní rovnici o úhlovou závislost rychlosti neutronu. To znamená, že rychlost neutronu nezávisí na poloze neutronu. Zmíněná zjednodušující podmínka platí v oblastech, které jsou vzdálené od zdrojů, silných absorbátorů a od okraje zkoumaného prostředí. [20]

Po aplikaci uvedených zjednodušení na obecnou Boltzmannovu transportní rovnici dostaneme

$$D\nabla^2\Phi(\mathbf{r}, t) - \Sigma_a\Phi(\mathbf{r}, t) + S(\mathbf{r}, t) = \frac{\partial n(t)}{\partial t} \quad (4.11)$$

kde význam jednotlivých členů je:

- První člen rovnice (únik) lze definovat jako proud neutronů, který uniká ze zkoumaného objemu:

$$\text{únik neutronů na } \text{cm}^3 \cdot \text{s}^{-1} = -\text{div } D \text{ grad } \Phi = -D\nabla^2\Phi \quad (4.12)$$

kde  $D$  se nazývá koeficient difúze,  $\nabla$  je Laplaceův diferenciální operátor a  $\Phi$  je hustota neutronového toku.

- Druhý člen rovnice (absorpce) udává počet neutronů vstupujících za jednu vteřinu interakce s materiálem. Interakcí v tomto případě je absorpce neutronů v materiálu.

$$\text{rychlost interakce neutronů} = \Sigma_a\Phi \quad (4.13)$$

kde  $\Sigma$  je makroskopický účinný průřez absorpce materiálu.

- Třetí člen (produkce) se značí  $S$  a udává, kolik neutronů dodá zdroj do systému za jednu sekundu. [20]

V dnešních výpočetních programech používáme více-grupovou difúzní teorii, ve které již nemají všechny neutrony stejnou energii, ale jsou rozděleny do grup, viz kapitola 4.1.2. Nejčastěji je využívána dvou-grupová difúzní teorie. Při rozdělení do dvou skupin<sup>12</sup> si první skupina neutronů

<sup>12</sup> Neutrony rozdělené na rychlé a tepelné.

zachovává energii, při které byly neutrony během štěpení emitovány. Druhou skupinou jsou rychlé neutrony zpomalené v moderátoru.

Toto dvou-grupové rozdělení dává již v praxi použitelné výsledky. Již při této dvou-grupové teorii vzroste počet řešených diferenciálních rovnic na čtyři. S přidáním dalších energetických grup roste počet rovnic geometrickou řadou. Z důvodu takto dramatického nárůstu počtu rovnic se ve standardních aplikacích více-grupové (3 a více) teorie nevyužívají. [20]

Pokud při výpočtech pomocí dvou-grupové difúzní teorie dojde k velmi vážným chybám ve výpočtu, například způsobenou přítomností silného absorbátoru nebo blízko rozhraní, lze pro výpočet využít dalších metod řešení. Nejlepší cestou, jak se vyvarovat těmto chybám, je řešit samotnou Boltzmannovu transportní rovnici s velkým počtem energetických grup bez zanedbání úhlové závislosti. Nicméně tento typ výpočtu nelze provést s dnešními počítači. Několik vědeckých výzkumů dosáhlo částečného úspěchu při řešení transportní rovnice integrální transportní metodou nebo diferenciální transportní metodou. Tyto metody lze však využít jen k výpočtu referenčních benchmarků. Nelze s jejich pomocí řešit přechodové stavy nebo výpočty vyhoření z důvodu jejich náročnosti. [32]

### 4.3 Transportní přiblížení difúzní rovnice – $SP_N$ metoda

Jednou s nejnovějších metod výpočtu je „Simplified  $P_N$ “ aproximace.  $SP_N$  metoda byla poprvé použita v šedesátých letech. V počátcích byla tato metoda využívána velmi sporadicky, a to z důvodu nedostatečné teoretické podpory. Nicméně několik výzkumů významně vylepšilo tuto metodu a získané výsledky byly porovnatelné s těmi, které byly vypočítány pomocí difúzní metody. Postupem času, kdy byl dopracován teoretický základ této metody, začala být tato metoda více využívána. Konkrétně metoda  $SP_3$  je dnes využívána v několika výpočetních kódech. Mezi ně patří například neutronový kód PARCS, SIMULATE-4, CRONOS2 a jiné. [32]

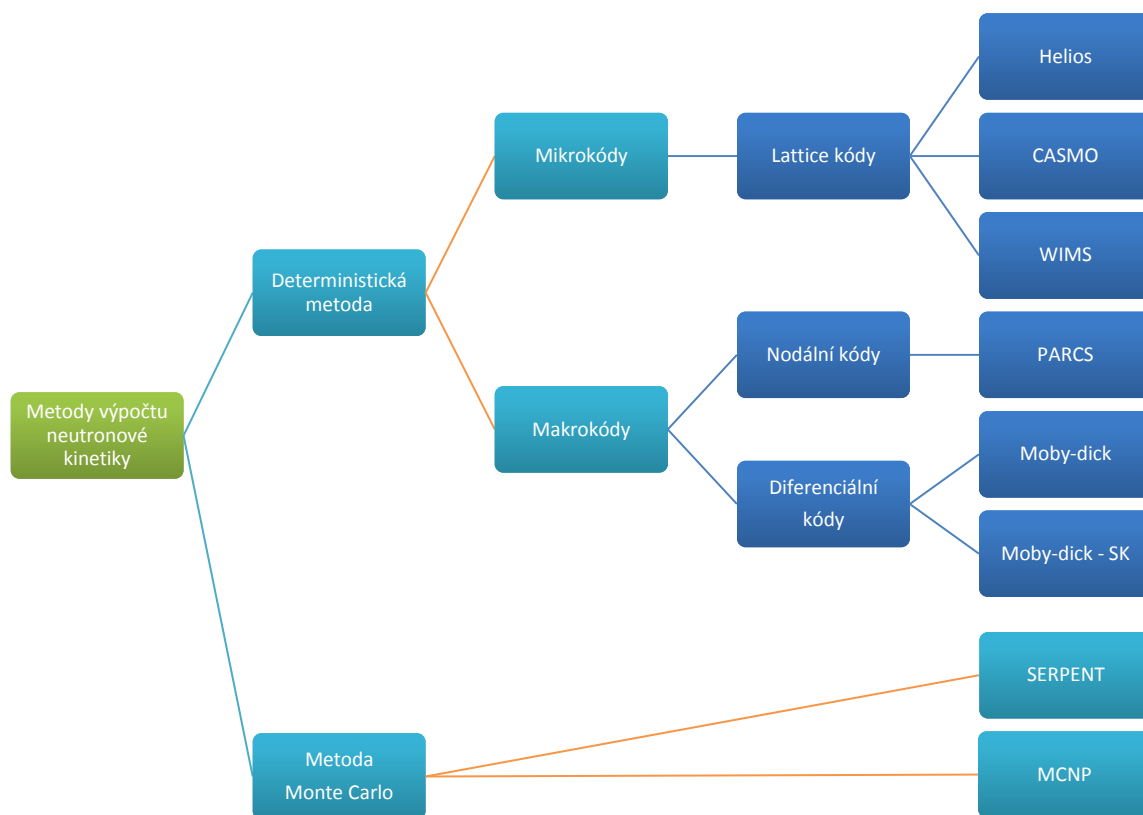
Druhým zásadním důvodem využití této metody je, že lze jednoduše implementovat do stávajícího výpočetního modelu, které počítá na základě difúzní teorie. Tato metoda navazuje na jedno-rozměrovou  $P_N$  metodu a zobecňuje ji na více rozměrovou geometrii. Výhodou metody  $SP_N$  je, že navzdory využití několika aproximací ve formulování rovnic dochází k výrazné úspoře výpočetního výkonu ve srovnání s  $S_N$  nebo  $P_N$  metodou. Dále si tato metoda zachovává rotační invarianci stejně jako  $P_N$  metoda.

## 5 METODY ŘEŠENÍ ROVNICE TRANSPORTU NEUTRONŮ

Pro výpočty neutronové kinetiky jaderného reaktoru se z počátku vývoje jaderné energetiky využívaly zejména deterministické metody. Bylo to dáno nízkým výpočetním výkonem tehdejších počítačů, který nestačil pro výpočty pomocí metody Monte Carlo. I v dnešní době jsou deterministické kódy hojně využívány. Jedná se o prakticky jedinou cestu pro řešení neutronově-fyzikálního výpočtu celého reaktoru. Další výhodou tohoto druhu výpočtu je možnost spojit neutronově-fyzikální výpočet s termohydraulickými výpočty.

Není v možnostech žádného programu provést komplexní výpočet, a proto vznikají různé balíky programů, jejichž úkolem je postihnout celý problém, který se rozdělí do několika kroků (levelů) a každý tento krok je řešen specifickým kódem. První krok<sup>13</sup> výpočtu je společný jak pro deterministické metody, tak Monte Carlo metodu. V dalších krocích je postup rozdílný.

Tyto dvě existující metody pro simulaci a modelování neutronové kinetiky jaderného reaktoru využívají odlišné techniky. Deterministická metoda řeší Boltzmannovu transportní rovnici numericky, aproximováním uvnitř celého namodelovaného systému. Monte Carlo metoda nemodeluje systém jako celek. Pracuje tak, že spočítá výsledek v každém bodě a poté se tyto výsledky seskupí do požadované geometrie. Díky tomuto přístupu nedochází k žádným zjednodušením v rozložení uvnitř jaderného reaktoru. [39]



Obr. 5-1 Metody a rozdělení možností výpočtu neutronové kinetiky

<sup>13</sup> Určení účinných průřezů materiálu.

Při výpočtech oběma metodami by uživatel neměl zapomenout na několik zásadních pravidel:

- Definovat kvalitně a detailně geometrii a vlastnosti zdroje.
- Nemožnost obnovit již ztracená data při předchozích krocích výpočtu.
- Zamyslet se nad správností a důvěryhodností výsledků výpočtu.
- Konzervativně přistupovat k výpočtu a velmi opatrně volit techniky pro zjednodušení výpočtu.
- Vysoký počet provedených výpočtů v minulosti nezaručuje kvalitu a správnost aktuálního výpočtu. [39]

## 5.1 Deterministická metoda

Deterministická metoda je založena na numerickém řešení transportní rovnice neutronů. V začátcích jaderné energetiky byla využívána linearizovaná Boltzmannova transportní rovnice. Se zdokonalováním matematických modelů a metod se vyvinulo několik větví, které přistupují k jednotlivým závislostem různými matematickými funkcemi. Numerický výpočet, pokud je k dispozici velmi vysoký výpočetní výkon, dokáže poskytnout velmi přesné výsledky. Tyto výsledky nejsou zatíženy statistickou chybou jako výsledky získané metodou Monte Carlo. Výkon dnešních počítačových sestav zdaleka nedosahuje potřebné úrovně, a proto musíme přistoupit při použití této metody k několika zjednodušením:

- Diskretizovat spojité funkce vystupující v jednotlivých členech transportní rovnice.
  - Homogenizovat účinné průřezy.
  - Sloučit energie a vytvářet energetické grupy.
- Předpoklad nezávislosti hustoty toku neutronů mezi aktivní zónou a palivovou kazetou.

Dnešní standardní metoda pro výpočet aktivní zóny reaktoru je založena na dvou základních krocích. V prvním kroku jsou vygenerovány účinné průřezy a modely. Ve druhém kroku jsou použity různé metody, které počítají s daty vytvořenými v prvním kroku, pro analýzu aktivní zóny. Ve většině případů se využívá dvou kroková, dvou grupová difúzní teorie. [32] [39]

## 5.2 Metody řešení diferenciálních rovnic

Simulační programy, které řeší transportní rovnici nebo její zjednodušení deterministickou metodou, jsou založeny na různých matematických základech. První skupina výpočetních kódů řeší soustavu rovnic nodální metodou. Jedná se o programy PARCS, HELIOS, DYN3D, apod. Druhou důležitou skupinou kódů řeší soustavu rovnic diferenční metodou.

### 5.2.1 Nodální metoda

Nodální metoda se v oblasti jaderných reaktorů začala využívat v sedmdesátých letech minulého století. Nejprve se využívala v neutronových výpočtech, kde je nutné řešit mnoho parciálních diferenciálních rovnic. Nodální metoda se nachází na pomezí metody konečných diferencí a metody konečných prvků. Využívá výhod obou metod. Z metody konečných prvků si zachovává přesnost, a to díky použití po částech spojitých aproximací. Z metody konečných diferencí si zachovává dobrý systém algebraických rovnic. Výhodou je, že výsledná matice z těchto rovnic je řídká. Podstatou této metody je vytvoření celkem hrubé sítě, ve které probíhá výpočet. Tento druh výpočtu se hodí pro výpočty rozsáhlých celků (celé aktivní zóny). [25]

### 5.2.2 Diferenční metoda

Diferenční metoda neboli metoda konečných diferencí je založena na nahrazení parciálních derivací v rovnicích diferencemi. Výhodou této metody je jednoduchost při programování a numerické realizaci. Nevýhody metody spočívají v tom, že potřebují mít okolní body sítě. To znamená, že metodu nelze aplikovat na hraniční body. Generovaná síť touto metodou je pravidelná a nedokáže kopírovat složitější prostorové objekty. Tento problém v oblasti neutronově-fyzikálních výpočtů není důležitý, protože k simulaci aktivní zóny lze využít jednoduchou čtvercovou nebo trojúhelníkovou síť. [5]

## 5.3 Simulační programy (kódy) využívající deterministické metody

Výpočetní kódy založené na deterministické metodě lze nalézt v širokém spektru výpočtů. Od procesních kódů, které se využívají pro zpracování naměřených a zhodnocených dat, až po celoreaktorové simulace. V České republice se pro výpočty využívají kódy popsané v následujících kapitolách.

### 5.3.1 HELIOS, HELIOS-2

Helios je komerčně vyvíjený dvourozměrný mnoho-grupový transportní kód určený pro výpočty vyhoření paliva a pro výpočet dávek gama v palivových souborech. Helios je vyvíjen firmou Stundvic Scandpower. Tento transportní kód lze také využít k tvorbě knihoven malogrupových účinných průřezů pro použití v návazných makrokódech např. PARCS. Dvourozměrná geometrie může být složena z elementů jakéhokoliv tvaru. Odpadají omezení známá pro deterministické kódy tj. čtvercová, hexagonální nebo pravidelná geometrie. Propojení mezi sousedícími elementy je zprostředkováno pomocí proudu neutronů nebo gama záření. Směr proudů není omezen jen na proud ve směru os  $x$  a  $y$ , ale může být vyhodnocován až v 25 úhlech.

Pro výpočetní kód HELIOS jsou využívány jako vstupní data evaluované účinné průřezy z knihovny ENDF/B-VI, z níž je vytvořena základní 190grupová knihovna pro neutrony a 48grupová knihovna pro gama. Výpočetní kód HELIOS-2 vychází z aktualizované knihovny ENDF/B-VII, z níž je vytvořena základní 177grupová knihovna pro neutrony a 48grupová knihovna pro gama. Lze také využít knihovny s 49 grupami pro neutrony a 18 grupami pro gama. Vstupní data jsou nejprve zpracována pomocí programu AURORA, který data zpracuje, zkontroluje a popřípadě doplní, a poté je odešle do databáze HERMES. Výpočetní kód HELIOS tyto data čte z této databáze. Po provedení výpočtu jsou vypočtená data znovu zapsána do databáze HERMES. Tato data poté program ZENITH zpracuje a převede je do požadované podoby, která je definována uživatelem. [45]

Při přechodu na novou verzi programu byl implementován odlišný řešič transportní rovnice. První verze programu je založena na Carlvikově metodě pravděpodobnosti srážek. V druhé verzi se tato metoda doplnila charakteristickou metodou. Tato metoda byla přidána z důvodu snížení nároků na paměť, což umožňuje řešit rozsáhlejší a složitější geometrie. Dalšími výhodami nové verze programu je již zmíněná nová ENDF/B-VII knihovna, vylepšené řešení teplotně závislých rezonancí a zlepšení možností pro vytváření geometrie. [45]

### 5.3.2 DYN3D

DYN3D je třírozměrný dvou-grupový neutronově-kinetický výpočetní kód určený k výpočtům přechodových jevů lehkodrodních reaktorů. Výpočet lze provést jak na reaktorech západní koncepce se čtvercovým palivem, tak i na reaktorech východní koncepce s šestibokým palivem.

DYN3D nepotřebuje k výpočtu doplňkové kódy, které by ho zásobily zpětnými vazbami reaktivity. Tyto zpětné vazby jsou integrovány do samotného kódu pomocí parametrizace základní sady účinných průřezů. Jedná se o zpětnou vazbu od teploty paliva, teploty a hustoty moderátoru a od koncentrace kyseliny borité. Při výpočtu se uvažují také zpožděné neutrony (většinou 6 skupin). [52]

Primární účel tohoto kódu je počítat rychlé a velmi rychlé změny reaktivity, která bývá způsobena změnou polohy regulačního klastru nebo změnou parametrů chladiva. Kód DYN3D lze využít i pro výpočet ustáleného chodu reaktoru, pro výpočet koncentrace Xe/Sm nebo pro výpočet vyhoření paliva. Tyto druhy výpočtu však nejsou typickými problémy, které se pomocí kódu DYN3D simulují.

Samotný výpočet přechodového jevu začíná z ustáleného chodu reaktoru, jehož parametry je před začátkem výpočtu nutno znát. Kód dokáže vypočítat nejen neutronovou, ale i termohydraulickou odezvu reaktoru. Výsledek výpočtu je časový průběh rozložení výkonu v aktivní zóně, průběh kritického tepelného poměru, maximální teplota paliva a další parametry. Pro zrychlení výpočtu lze využít symetrie aktivní zóny. Pro čtvercové kazety se jedná o 45°, 90° a 180° symetrie, pro šestiboké palivo se jedná o 30°, 60° a 120° symetrie. Řešení souboru difúzních rovnic je v DYN3D provedeno pomocí nodální metody. Velikost nodu je shodná s velikostí jedné palivové kazety. [52]

### 5.3.3 Moby-dick

Moby-dick je neutronově-fyzikální kód. Hlavním důvodem vývoje tohoto kódu byla optimalizace palivových vsázek reaktorů provozovaných na území České republiky. Výpočetní kód je vyvíjen firmou Škoda JS od roku 1981. Primárně je tento výpočetní kód určen pro reaktory východní koncepce s šestibokým palivem. Výpočetní kód je rozdělen na neutronově-fyzikální blok a termohydraulický blok. [22]

Pomocí neutronově-fyzikálního bloku výpočetního kódu Moby-dick se převážně simulují různé provozní stavy, které jsou řešeny s ohledem na optimální využití paliva. Kód Moby-dick, díky svému detailnímu geometrickému modelu, dokáže nejen přesouvat palivové kazety v aktivní zóně, ale i otáčet tyto kazety a pracovat s možností znovu zavezení kazety z bazénu vyhořelého paliva. [22]

Výpočetní jádro Moby-dicku je založeno na metodě konečných diferencí, pomocí které se řeší málo grupové (2 až 10) difúzní rovnice. Kód umožňuje tvorbu 2D a 3D modelů. Modely poté rozděluje do šestiúhelníkové nebo trojúhelníkové sítě. Základní hrubá síť je tvořena šestiúhelníkovou sítí, což odpovídá rozlišení na jednotlivé kazety. Pro optimalizační procesy je toto rozlišení příliš nízké, a proto se přistupuje k rozdělení jednotlivých ok sítě na  $6k^2$  elementů. V praxi se využívá 24 nebo 96 trojúhelníků na jedno oko šestiúhelníkové sítě. Při tvorbě 3D modelů lze aktivní zónu po výšce rozdělit až na 42 výškových elementů. [22]

Příprava dat pro kód Moby-dick probíhá v programu WIMS, který vytvoří sadu základních makroskopických účinných průřezů, které doplní o parametrizovaná data, a uloží je do knihovny, ze které Moby-dick čerpá. Kromě již zmíněného hrubo-síťového výpočtu lze pomocí tohoto kódu provést poproutkovou rekonstrukci. Rekonstrukce v jedné axiální vrstvě<sup>14</sup> (1 ze 42 možných). Výkony jednotlivých proutků se určí z celkového výkonu spočteného v hrubo-síťovém 3D výpočtu.

---

<sup>14</sup> Jedná se o 2D výpočet.

Pro tuto rekonstrukci výkonu se využívá několik technik, které jsou založeny na porovnávání těchto výkonů.

### 5.3.4 ANDREA

Vývoj kódu ANDREA započal v roce 2003. Důvodem byl vznik nového neutronově-fyzikálního kódu pro reaktory s trojúhelníkovou mříží paliva (kazety šestiúhelníkového tvaru). Jedná se o modulární platformu, která se skládá z mnoha jednotlivých programů. Mezi ně patří například QUADRIGA (grafické prostředí k vytváření knihoven malo-grupových účinných průřezů), ADÉLA (grafické rozhraní pro plánování zavážení paliva do aktivní zóny) a další. Nejdůležitější je samotné výpočetní jádro ANDREA, které je založeno na difúzní teorii s dvou-grupovým energetickým spektrem. Postupně je implementována také metoda  $SP_3$ . Jako metoda řešení parciálních diferenciálních rovnic byla zvolena pokročilá nodální metoda. [24]

Kód ANDREA pracuje s  $60^\circ$  stupňovou symetrií. V horizontální rovině je aktivní zóna rozdělena na stejně velké nody, které kopírují velikost palivové kazety. V axiálním směru může být kazeta rozdělena na libovolné množství nodů, které nemusejí být stejné velikosti.

Vstupní data pro výpočet mohou být zadávány ve dvou módech. První mód pracuje se zadaným souborem malo-grupových účinných průřezů. V druhém módu je výpočetní jádro spojeno přímo s *lattice* kódem HELIOS, který generuje potřebná data. Jako výstup z neutronově-fyzikálního kódu lze získat informace o dosaženém stavu (kritičnost, koncentraci kyseliny borité aj.), rozložení výkonu a teploty v aktivní zóně a získání informací pro provedení detailní poproutkové rekonstrukce. [24]

## 5.4 Metoda Monte Carlo

Metoda Monte Carlo se využívá pro modelování a simulaci velmi komplexních problémů. Proces výpočtu je založen na statistickém zpracování mnoha náhodných simulací (podobně jako házení kostkou v kasinu), a proto se tato metoda jmenuje Monte Carlo. Velkou výhodou metody Monte Carlo je její přesnost, nevýhodou časová náročnost, která je způsobena pomalou konvergencí výsledku. [39]

Pravděpodobnostním přístupem lze docílit velmi velké shody mezi modelem a realitou. Monte Carlo dokáže simulovat přesnou geometrii a fyziku (spojité spektrum energií, úhel, prostor), a to díky zaznamenávání „historie“ každého neutronu, který se nachází v modelovaném systému. Historií se rozumí – náhodná sekvence fyzikálních procesů, které neutron absolvuje od „narození“ po „smrt“. V jaderné oblasti byla tato metoda nejprve využívána pro testování deterministických výpočtů. [32]

Limitujícím faktorem v tomto ohledu je maximální využitelný výkon dnešních počítačů. I přesto, že dokážeme docílit velmi podrobného modelu, je výsledek zatížen statistickou chybou. Potřebujeme-li získat přesnější výsledky, musíme provést více simulací. Nepřesnost je nepřímo úměrná druhé odmocnině počtu simulací. Při každém řešení problému musí uživatel volit mezi detailností modelu a přesností výpočtu na základě informací o zkoumaném problému. Nízká směrodatná odchylka nemusí znamenat správnost výsledku. Celková přesnost výsledku nezávisí jen na přesnosti výpočtu, ale i na uživateli. Chyba způsobená uživatelem může být do modelu zanesena při návrhu geometrie, modelu nebo při výběru knihovny jaderných dat. Tyto chyby samotný program nedokáže odhalit, a proto je nutné každý výsledek samostatně zhodnotit.

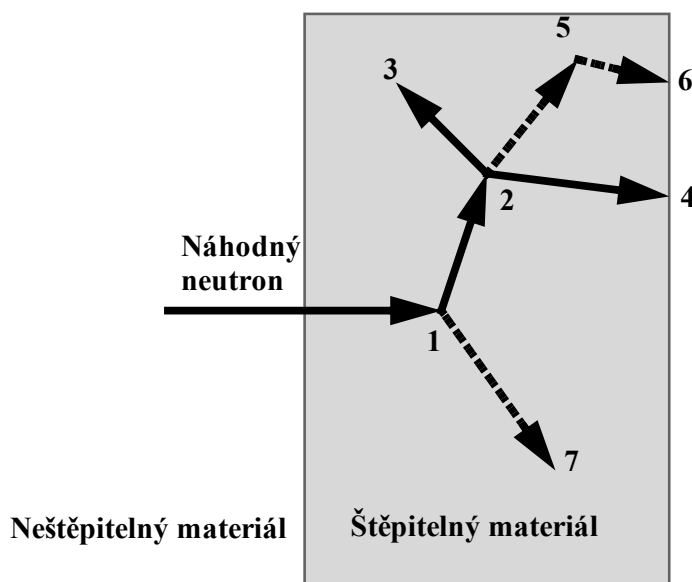
Výpočet je rozdělen na tři základní kroky:

1. Simulace interakce částice s prostředím a vytvoření historie jedné částice.
2. Opakování těchto historií pro získání požadované přesnosti.
3. Vytvoření průměrného chování částice a vytvoření popisu celého řešeného problému.

Ukázka principu výpočtu pomocí Monte Carlo je prezentována na následujícím obrázku. Obrázek popisuje interakci neutronu v desce ze štěpitelného materiálu.

#### Záznam událostí

1. Rozptyl neutronu, produkce fotonu
2. Štěpení, produkce fotonu
3. Záchyt neutronu
4. Únik neutronu
5. Rozptyl fotonu
6. Únik fotonu
7. Záchyt fotonu



Obr. 5-2 Diagram principu výpočtu pomocí Monte Carlo metody [39]

Neutron vstupuje do zkoumané oblasti a nejprve se vyhodnotí, k jaké interakci dojde, kde k ní dojde a jestli vůbec k interakci dojde. V modelovém příkladu na Obr. 5-2 došlo k rozptylu neutronu a vyzáření fotonu při události 1. Druh rozptylu a energie neutronu po srážce jsou náhodně vybrané parametry, zohledňující rozptylové vlastnosti materiálu. Vzniklý foton je uchován k budoucí analýze. Neutron pokračuje do bodu 2. Zde dochází k štěpení materiálu, při kterém dojde k ukončení života původního neutronu a vzniku dvou nových neutronů a jednoho fotonu. Jeden neutron a foton je opět uložen k budoucí analýze. Druhý neutron pokračuje do bodu 3, kde je zachycen a jeho život ukončen. Následně se vracíme k uchovaným částicím. Nejprve se zabývá program poslední vloženou částicí do zásobníku. Uložený neutron je nyní vrácen do soustavy a pomocí náhodné funkce putuje do bodu 4, kde uniká ze soustavy, a jeho život je ukončen. Dále se ze zásobníku obnoví foton vzniklý v bodě 2 a putuje do bodu 5, kde dochází ke kolizi, a poté do bodu 6, kde opouští soustavu. Nyní se program vrátí k fotonu, který vznikl v bodě 1. Foton putuje do bodu 7, kde je pohlcen materiálem. [39]

Nyní je program ukončen a historie prvního neutronu je kompletní. Dále se tento proces mnohokrát opakuje až je docílena potřebná přesnost distribuce neutronů a fotonů ve zkoumaném systému. [39]

#### 5.4.1 MCNP – Monte Carlo N-Particle Code

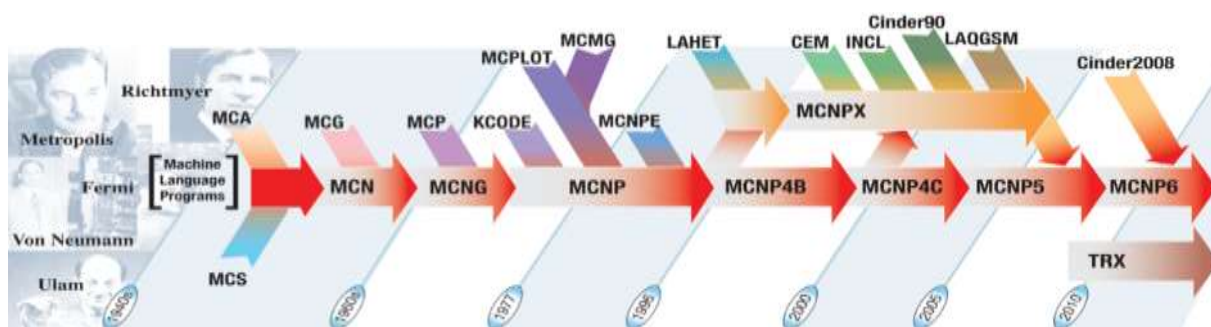
MCNP je univerzální transportní kód určený pro simulaci neutronů, fotonů, elektronů a dalších částic. Simulace se provádí pro spojitá spektra energií v libovolném trojrozměrném prostředí. Kód MCNP dokáže pracovat ve velmi širokém spektru energií – u neutronů až 11 MeV. Mimo základní

charakteristiky transportu (rozložení částic v sledovaném systému, hustotu toku neutronů aj.) dokáže kód MCNP stanovit hodnotu efektivního činitele násobení  $k_{\text{eff}}$  pro libovolnou štěpnou soustavu.

Výpočet se provede na základě definovaného vstupního souboru. Tento soubor musí obsahovat:

1. Geometrii problému – přesný a úplný popis systému.
2. Popis a účinné průřezy materiálů a informace o pozici a charakteru neutronového nebo elektronového zdroje.
3. Zjednodušující techniky pro zvýšení efektivnosti výpočtu.
4. Požadované výstupní veličiny. [39]

Výzkum simulačního kódu, který je dnes znám pod názvem MCNP, započal v Los Alamos National Laboratory v padesátých letech minulého století. Navazoval na objev výpočetní metody Monte Carlo, která byla objevena o desetiletí dříve. Původní verze byla napsána pro mechanické počítače. Původně vznikaly jednotlivé kódy (MCS, MCN, MCP a MCG), které sloužily pro simulaci transportu určité částice<sup>15</sup>. Postupně byly tyto kódy spojovány z důvodu potřeby provádět sdružené výpočty. Sdružení všech těchto programů dalo vzniknout souhrnnému kódu nazvaného MCNP. V roce 1983 byl poprvé tento kód uvolněn veřejnosti pod názvem MCNP3. V devadesátých letech byla přidána podpora výpočtu s další částicí – elektronem a naprogramována možnost paralelní výpočtů, která vedla ke zvýšení rychlosti výpočtu. Nově vzniklá verze dostala název MCNP4. Paralelně vznikl další kód pod názvem MCNPX, který byl vyčleněn jako prostředek k zrychlení a zefektivnění práce pro sponzory. V roce 2002 vyšla další verze MCNP5, která je kompletně přepsána v novějším jazyku Fortran 90 a přidala další funkce jako například foton-jádro reakce. Nejnovější verze výpočetního kódu vyšla v roce 2013 pod názvem MCNP6. Tato verze slučuje výhody a možnosti obou paralelně vyvíjených programů MCNP a MCNPX. [39]



Obr. 5-3 Historický vývoj programu MCNP [39]

Budoucnost MCNP je ve standardizaci vstupních a výstupních dat. V oblasti vstupních dat se jedná například o vstupní geometrii, která by v budoucnu mohla být jednoduše nakreslena v CAD systému a vložena do MCNP kódu. S výstupními daty z Monte Carlo kódu by měla být možnost pracovat jako se standardními daty, například pro další teplotní nebo fluidní analýzu.

## 5.4.2 SERPENT

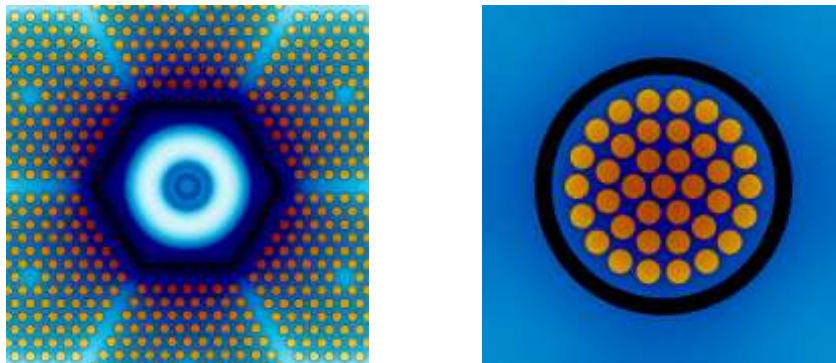
Práce na výpočetním kódu Serpent započala v roce 2004. Vývoj byl započat z důvodu neexistence dostupného Monte Carlo kódu, který by byl dostatečně uzpůsoben tvorbě knihoven

<sup>15</sup> N – neutronů, P – nízkoenergetické fotony, G – vysokoenergetické gama záření

malo-grupových účinných průřezů. Při tvorbě grupových konstant uživatel musí definovat několik reakčně rychlostních *tallies*, které se využívají k výpočtu parametrů, jako jsou rozptylová matice, difuzní koeficient nebo frakce zpožděných neutronů, které leží daleko za možnostmi MCNP standardních *tallies*. Nutnost nadefinovat vlastní *tallies* vede k zvýšení složitosti výpočtu a čas potřebný k simulaci se dramaticky zvyšuje. Z tohoto důvodu se začal vyvíjet Monte Carlo kód Serpent. Druhým důvodem tvorby nového Monte Carlo výpočetního kódu bylo vytvořit konkurenci v oblasti výpočtů, které byly doposud prováděny výlučně pomocí deterministických metod. [12]

Při návrhu kódu se vycházelo z ENDF reakčních zákonů, které jsou využity v MCNP kódu, což umožnilo jednoduchou přímou cestu k validaci. Pro zjednodušení výpočtu nebylo využito spojitého spektra energií pro účinné průřezy jednotlivých nuklidů, ale bylo vytvořeno jedno hlavní energetické spektrum, které se využilo pro všechny nuklidy. Tímto se zredukoval čas potřebný pro výpočet na minimum. Další vlastností Serpent kódu, která byla implementována z důvodu co největší jednoduchosti, je využití *Woodcock delta-tracking* metody. I přes její limity bylo prokázáno, že je vhodná pro tvorbu knihoven malogrupových účinných průřezů. Největší nevýhodou této metody je ztráta efektivnosti v oblastech absorpčních materiálů jako jsou například řídicí klastry. Tato nevýhoda je již v nejnovější verzi odstraněna. Časová náročnost při výpočtu malogrupových účinných průřezů je 5 až 15krát nižší než při použití MCNP4C kódu. [12]

Na následujících obrázcích jsou vidět výstupy z výpočtů pomocí kódu Serpent. První obrázek ukazuje situaci okolo řídicí tyče reaktoru VVER-440. Tepelný tok je největší v oblasti zatopené vodou (tmavě modrá barva). Druhý obrázek ukazuje palivový klaster těžkovodního reaktoru CANDU. Nejtmavší barva je ve středu, kde se uvolňuje nejvíce tepla. Na obou obrázcích je černou barvou vyznačena ocel s velkým obsahem Bóru. [12]



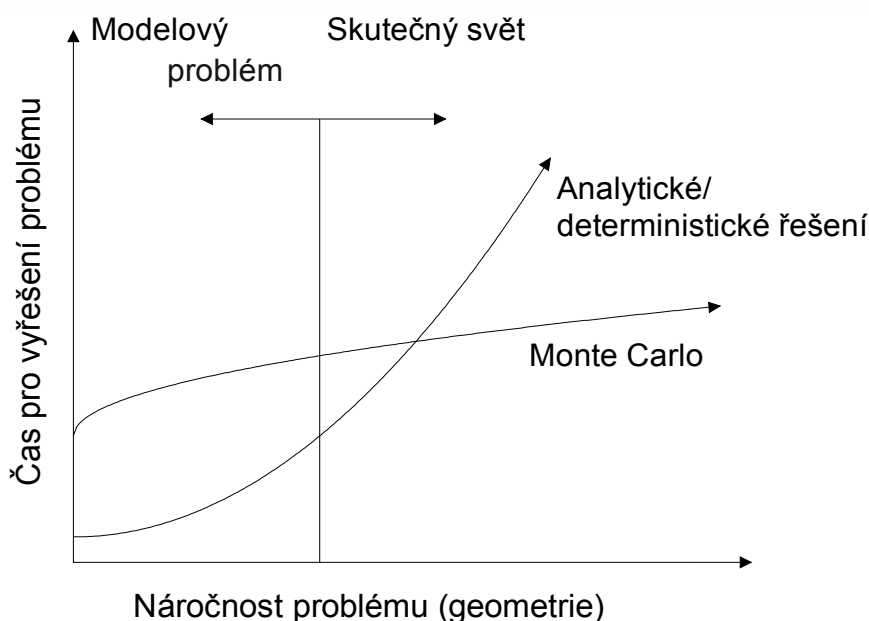
Obr. 5-4 Grafické vyobrazení výsledků z programu SERPENT [12]

## 5.5 Srovnání metod Monte Carlo a deterministických metod

Deterministické metody řeší explicitně transportní rovnici pomocí numerických metod. Z důvodu přítomnosti mnoha proměnných v této rovnici je nutné přistupovat ke zjednodušením, která vnášení do samotného výpočtu určitou chybu. Metoda Monte Carlo nepřistupuje k tomuto zjednodušení a simuluje exaktně daný problém. Nevýhodou metody Monte Carlo je, že je každý výpočet provedený pomocí pravděpodobnostní metody zatížen statistickou chybou. Lze zvyšovat počet simulací a chybu snížit, ale tuto chybu nelze odstranit. V dnešní době se v oblasti neutronově-fyzikálních výpočtů využívají obě metody. Deterministická metoda je vhodnější pro analýzy rozměrově velkých celků (například výpočet rozložení výkonu v celé aktivní zóně), na druhou

stranu metoda Monte Carlo je výhodnější při detailních výpočtech a ve velmi různorodých systémech<sup>16</sup>.

Budoucí vývoj využívání těchto metod pro simulaci a modelování aktivní zóny můžeme rozdělit do blízké, střední a dlouhodobé budoucnosti. V blízké budoucnosti bude hojně využívána deterministická metoda a metoda Monte Carlo bude využita jako testovací. Ve střednědobé budoucnosti bude pravděpodobně využíváno hybridních metod využívající výhody obou metod. V dlouhodobé budoucnosti se bude využívat spojení kódu z dnes různých oblastí (termohydraulické, neutronová kinetika aj.) v takzvaný multi-fyzikální nástroj pro výpočty aktivních zón reaktoru. [33]



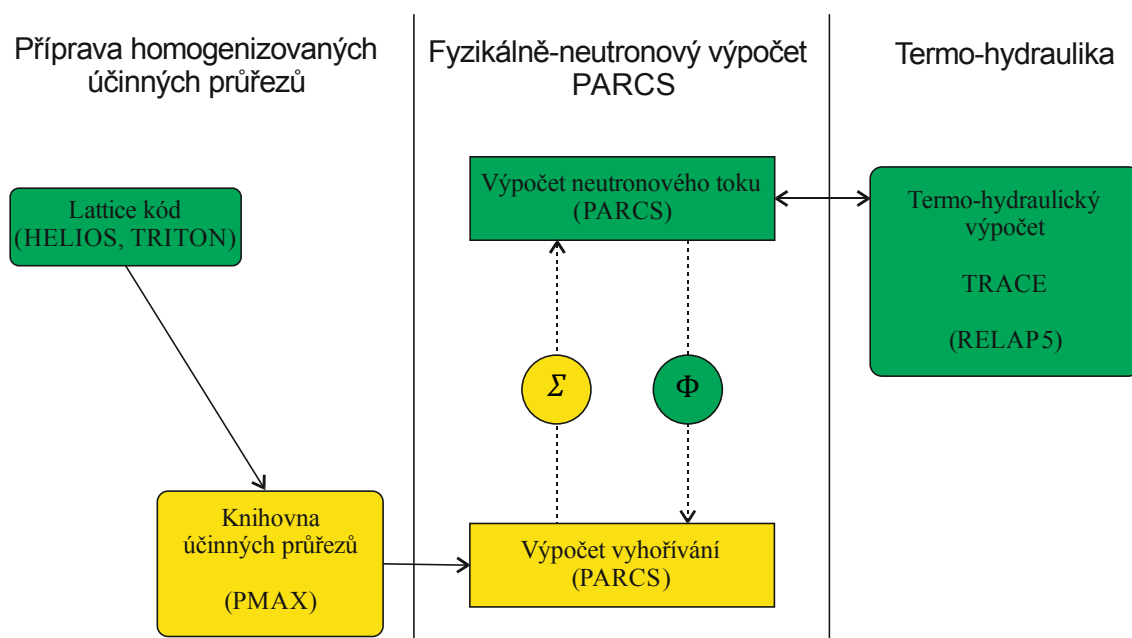
Obr. 5-5 Srovnání časové náročnosti výpočetních metod [4]

<sup>16</sup> Tam, kde při homogenizaci dochází ke ztrátě informací.

## 6 DETERMINISTICKÝ VÝPOČETNÍ KÓD PARCS

PARCS je 3dimenzionální kód pro simulaci aktivní zóny reaktoru, který počítá neutronově-fyzikální charakteristiku jaderného reaktoru. Využívá dvou a více grupovou difúzní rovnici nebo metodu  $SP_3$  pro řešení transportní rovnice. Je vhodný jak pro řešení ustáleného chodu reaktoru, tak i pro řešení přechodového stavu, který nastává změnou reaktivity. Tato změna může být zapříčiněna pohyby řídících klastrů, změnou koncentrace kyseliny borité, změnami teplotních podmínek nebo změnou toku chladiva v aktivní zóně. [13]

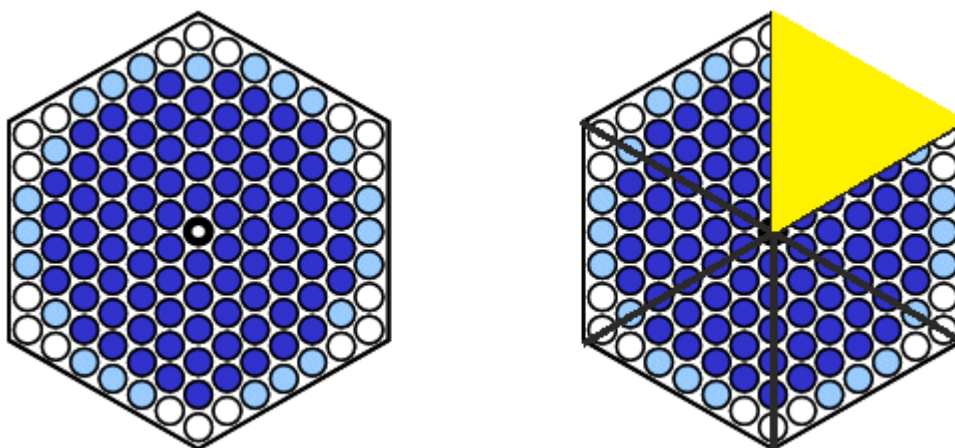
K úspěšnému provedení neutronově-fyzikálního výpočtu je nutné připravit pro PARCS knihovnu homogenizovaných účinných průřezů. Pro větší flexibilitu vstupních souborů je k PARCSu standardně dodáván samostatný program GENPMAXS, který slouží k převodu výstupních souborů z *lattice* kódu do čitelné podoby pro PARCS. PARCS obsahuje jednoduchý termohydraulický model. Pro detailnější výpočty je nutné ho propojit se speciálními termohydraulickými kódy TRACE nebo starší RELAP5. [13]



Obr. 6-1 Propojení neutronového kódu PARCS s ostatními kódy [34]

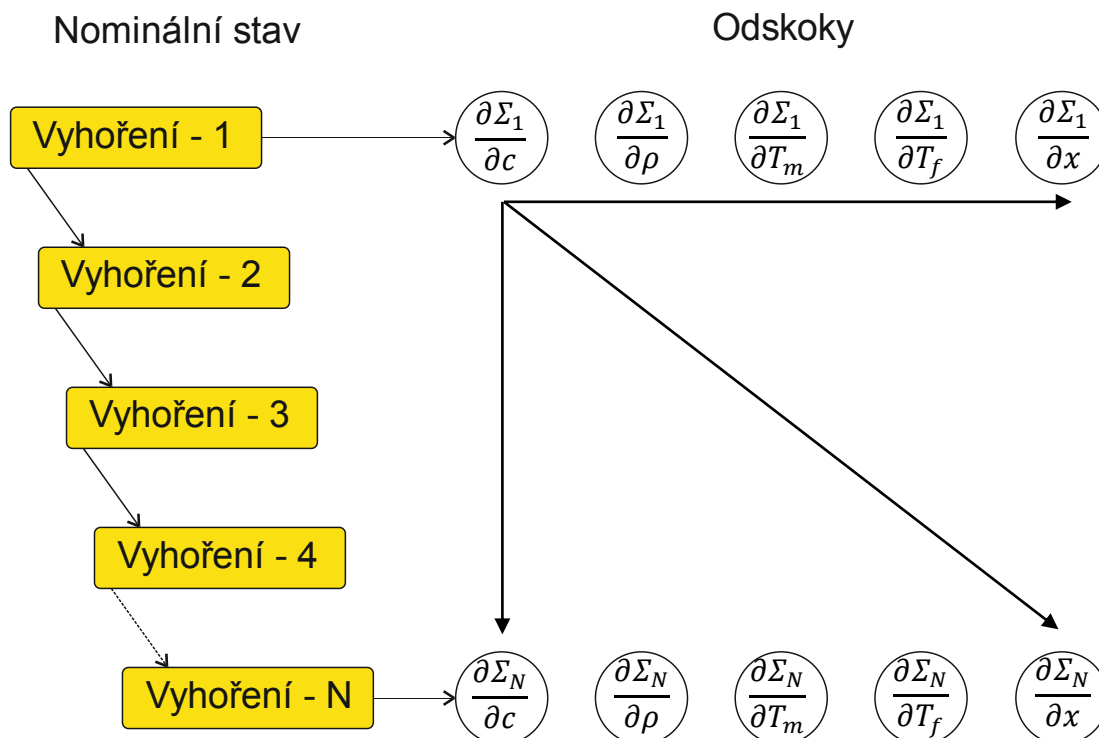
### 6.1 Příprava dat pro makrokódy

Příprava dat pro provozní kódy je prováděna pomocí tzv. *lattice* kódu. Tento kód většinou provede výpočet účinných průřezů jednotlivých materiálů pro oblast jednotlivé kazety. Tyto účinné průřezы poté homogenizuje do teoretického účinného průřezu, který reprezentuje celou kazetu nebo její část. Velikost homogenizované oblasti je nutno správně zvolit v závislosti na tom, jaké informace o kazetě jsou vyžadovány. Pro zjištění vyhoření, maximálního výkonu na jednu kazetu stačí, aby oblast byla stejně velká jako kazeta. Pro nové typy kazet, kde je několik různých obohacených proutků, kde dochází k většímu vyhoření nebo kde se počítá s rotací kazet během překládky, je potřeba menších oblastí. Pro kazety typu VVER se kazeta rozděluje například na 6 stejných trojúhelníků.



Obr. 6-2 Princip homogenizace na příkladu hexagonální kazety

Většina dnešních provozních kódů řeší rozložení neutronového toku pomocí dvou-grupové difúzní teorie, a proto jsou účinné průřezy spočteny pro tyto dvě všeobecné energetické skupiny<sup>17</sup>. Dle výše zmíněného postupu se počítají jednotlivé základní sady homogenizovaných účinných průřezů pro různé stupně vyhoření paliva. Dále však účinné průřezy závisí na stavových parametrech (teplotě a hustotě moderátoru, obsahu kyseliny borité v moderátoru výkonu apod.). Z důvodu časové náročnosti nelze pro každou kombinaci těchto parametrů spočítat účinné průřezy pomocí *lattice* kódů. Z každého spočteného kroku vyhoření se udělá sada odskoků, které reprezentují změnu stavových parametrů. [23]


 Obr. 6-3 Parametrizace nominálního stavu<sup>18</sup>

<sup>17</sup> Jedna pro tepelné neutrony a druhé pro rychlé neutrony.

<sup>18</sup> Závislost na koncentraci kyseliny borité –  $c$ , hustotě moderátoru –  $\rho$ , teplotě moderátoru –  $T_m$ , teplotě paliva –  $T_f$  a poloze řídicí tyče –  $x$ .

## 6.2 Základní popis kódu PARCS

První vydání kódu PARCS se datuje do roku 1998. Od té doby se výpočetní kód neustále vylepšuje. Nejnovější dostupná verze je PARCS v3.2. Výpočty, které mohou být prováděny pomocí kódu PARCS jsou:

- Výpočet ustáleného chodu reaktoru.
- Výpočet přechodového jevu v reaktoru.
- Výpočet otravy pomocí izotopů xenonu.
- Výpočet zbytkového tepla (tepla z rozpadu radioaktivních prvků).
- Poproutková rekonstrukce palivové kazety.
- A jiné.

Výpočetní kód není omezen jen na lehkovodní reaktory, ale i na těžkovodní reaktory (CANDU) a vysokoteplotní plynem chlazené reaktory. Výpočet lze provést jak pro reaktory západní koncepce s čtverhranným palivem, tak i pro reaktory východní koncepce s palivovými kazetami hexagonálního tvaru. Všechny metody výpočtu (výpočetní jádra) pro různé typy geometrií jsou shrnuty v tabulce. [13]

Tab. 6-1 Výpočetní jádra programu PARCS [34]

| Typ geometrie         | Jméno výpočetního jádra | Metoda řešení      | Energetické rozdělení | Metoda řešení                             |
|-----------------------|-------------------------|--------------------|-----------------------|-------------------------------------------|
| <b>Čtvercová 3D</b>   | CMFD                    | konečné difference | 2G                    | Difúzní teorie                            |
|                       | ANM                     | nodální            | 2G                    | Difúzní teorie                            |
|                       | FMFD                    | konečné difference | MG                    | SP <sub>3</sub> metoda                    |
|                       | NEMMG                   | nodální            | MG                    | SP <sub>3</sub> metoda                    |
| <b>Hexagonální 3D</b> | CMFD                    | konečné difference | 2G                    | Difúzní teorie                            |
|                       | TPEN                    | nodální            | MG                    | Difúzní teorie                            |
| <b>Válcová 3D</b>     | CMFD                    | konečné difference | 2G                    | Difúzní teorie                            |
|                       | FMFD                    | konečné difference | MG                    | Difúzní teorie/<br>SP <sub>3</sub> metoda |

### 6.3 Výpočet ustáleného chodu reaktoru

Jedná se o základní výpočet aktivní zóny bez přechodových jevů. Počítá se z důvodu zjištění počátečního stavu před přechodovým jevem (např. poruchou). Výpočet se určí poloha řídicích klastrů pro požadovaný  $k_{\text{eff}}$  nebo se určí koncentrace kyseliny borité pro požadovaný  $k_{\text{eff}}$ . Při znalosti koncentrace kyseliny borité, skladbě aktivní zóny a polohy řídicích klastrů lze vypočítat  $k_{\text{eff}}$  a zjistit, jestli bude reaktor kritický, nadkritický nebo podkritický. [40]

### 6.4 Přechodové jevy řešené neutronově-fyzikálními výpočty

PARCS při výpočtu přechodového jevu počítá pomocí časově závislé difúzní rovnice, která v sobě zahrnuje jak okamžité, tak zpožděné neutrony. Výpočet je časově rozdělen (diskretizován) pomocí THETA metody a exponenciální transformace na jednotlivé časové kroky přechodového jevu. Každý krok získá fixní zdroj z předchozího výpočtu a pro nové podmínky jsou aktualizovány parametry nodů a následně proběhne výpočet. Takto vznikne zdroj pro další krok. Změna parametrů nodu proběhne jen v případě změny účinného průřezu, což zapříčiní změnu neutronového toku v daném místě. Pro nastavení parametrů časové diskretizace slouží EXPO\_OPT a THETA karty v bloku TRAN. [40]

Mezi nejdůležitější problémy, které jsou řešeny pomocí PARCSu, patří následující jevy spojené s neutronovou bilancí v jaderném reaktoru.

#### 6.4.1 Vyhořívání paliva

Vyčerpání jaderného paliva v reaktoru závisí na jeho konstrukci, druhu reaktoru a chemickém složení materiálů, ze kterých se reaktor skládá, a na odolnosti palivových souborů vůči účinkům ionizujícího záření. Tato práce se zabývá lehkovodním typem reaktoru, a proto budou následující informace vztaheny primárně k tomuto typu. V reaktoru spalujícím uran dochází k izotopickým změnám zavedeného paliva. Tyto změny jsou intenzivnější při dlouhodobém provozu jaderného reaktoru.

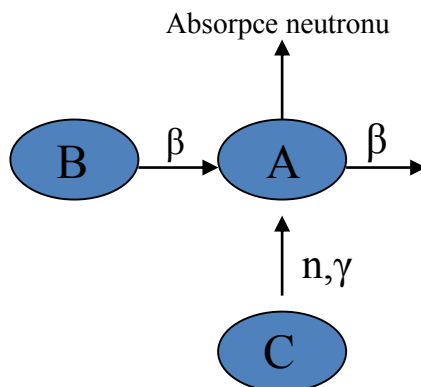
Při provozu reaktoru na jeho nominálním výkonu se snižuje koncentrace štěpitelného  $^{235}\text{U}$  a vzniká určité množství štěpitelného  $^{239}\text{Pu}$ . Celkové množství štěpitelného materiálu však klesá. Změnu množství štěpitelného materiálu lze popsat obecnou rovnicí (6.1).

$$- \text{úbytek štěpením} + \text{gama záchyt} + \text{přeměna} = \frac{\partial N}{\partial t} \quad (6.1)$$

Změna koncentrace se je dána úbytkem jader, která se rozštěpí, přírůstkem jader beta nebo alfa rozpadem. Matematický popis této obecné rovnice je v následující rovnici (6.2).

$$\frac{\partial N_A(t)}{\partial t} = -(\sigma_A^a \cdot \Phi + \lambda_A) \cdot N_A(t) + \sigma_C^{\gamma} \cdot \Phi \cdot N_C + \lambda_B \cdot N_B(t) \quad (6.2)$$

Nazývá se rovnice vyhořívání neboli Batemanova rovnice. Procesy, které jsou popsány touto rovnicí, jsou znázorněny na Obr. 6-4.



Obr. 6-4 Diagram reakcí spojených s vyhoříváním prvku A

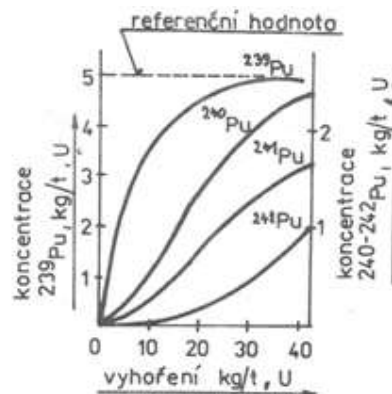
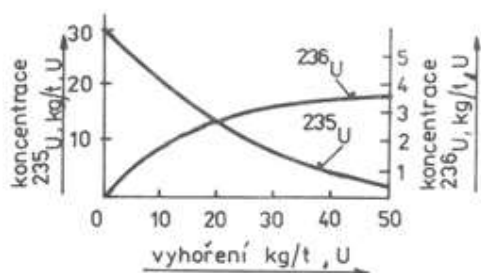
Pro dva nejdůležitější štěpitelné prvky –  $^{235}\text{U}$  a  $^{239}\text{Pu}$  lze za předem definovaných podmínek přepsat rovnici (6.2) do následujících tvarů. Vyhořívání  $^{235}\text{U}$  probíhá podle rovnice (6.3) a vyhořívání  $^{239}\text{Pu}$  podle rovnice (6.4). [20]

$$\frac{dN_{235}(t)}{dt} = -\sigma_{235} \cdot \Phi \cdot N_{235}(t) \quad (6.3)$$

$$\frac{dN_{239}(t)}{dt} = \sigma_{238} \cdot \Phi \cdot N_{238} - \sigma_{239} \cdot \Phi \cdot N_{239}(t) \quad (6.4)$$

Definované podmínky pro platnost těchto rovnic:

- Řetězec jaderných reakcí končí izotopem  $^{242}\text{Pu}$ .
- Neuvažujeme rozpady izotopů s dlouhými poločasy.
- Zanedbáváme absorpci neutronu v  $^{236}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$  a  $^{239}\text{Np}$ .
- Neuvažujeme úbytek  $^{238}\text{U}$ .
- Neuvažujeme dobu života  $^{239}\text{U}$  a  $^{239}\text{Np}$ . [20]



Obr. 6-5 Koncentrace nuklidů uranu a plutonia během vyhořívání [14]

V průběhu kampaně nejprve koncentrace  $^{239}\text{Pu}$  roste až do určité hodnoty, kdy množství plozeného plutonia se rovná množství štěpeného plutonia. Obecně lze v energetických reaktorech dosáhnout vyhoření 5 až 10%, což znamená, že na začátku kampaně musí být v reaktoru o 5 až 10% štěpitelného materiálu více než kritického množství. Tento přebytek je z počátku kampaně nutno omezit absorpčními materiály. Úbytkem absorbátorů můžeme řídit dlouhodobou kinetiku reaktoru.

### 6.4.2 Otrava reaktoru

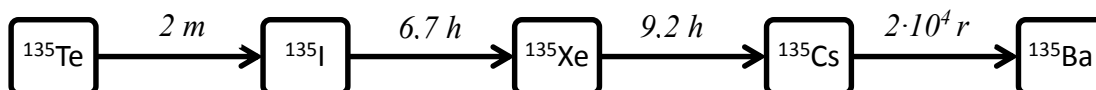
Všechny produkty štěpení nějakým způsobem absorbují neutrony. Jejich akumulace v reaktoru vede ke snížení multiplikačního činitele. Účinné průřezy pro absorpci klesají se zvyšující se energií neutronů. Jelikož tématem této práce jsou reaktory založené na štěpení pomocí tepelných neutronů, ve kterých jsou tyto účinné průřezy největší, nelze otravu zanedbat. Dle vztahu vzorec čtyř součinitelů je multiplikační činitel ovlivňován čtyřmi koeficienty. Otravy reaktoru štěpnými produkty je ovlivňován jeden z nich, a to koeficient využití tepelných neutronů.

Při určení změny reaktivity způsobené štěpnými produkty vycházíme z ustáleného stavu, kdy je multiplikační činitel roven jedné. Poté lze vyjádřit změnu reaktivity rovnicí (6.5). [36]

$$\rho = - \frac{\frac{\Sigma_{aP}}{\Sigma_f}}{v \cdot p \cdot \epsilon} \quad (6.5)$$

Dle rovnice (6.5) změna reaktivity závisí na poměru makroskopického účinného průřezu pro absorpci štěpnými produkty na makroskopickém účinném průřezu pro štěpení a na součinu rychlosti neutronů, pravděpodobnosti rezonančního úniku a koeficientu násobení rychlými neutrony.

Při provozu jaderného reaktoru vzniká určité množství štěpných produktů. Některé z nich mají velmi vysoký vliv na neutronovou bilanci. Nejdůležitějším prvkem ovlivňujícím dynamiku reaktoru je  $^{135}\text{Xe}$ . Tento prvek může v reaktoru vzniknout dvěma způsoby. První možností je vznik přímo při štěpení jako jeden z odštěpků. Druhou, častější možností je vznik radioaktivním rozpadem jiného produktu štěpení a to  $^{135}\text{Te}$ , který je produkovaný v 5,6 % štěpení  $^{235}\text{U}$ . [36]



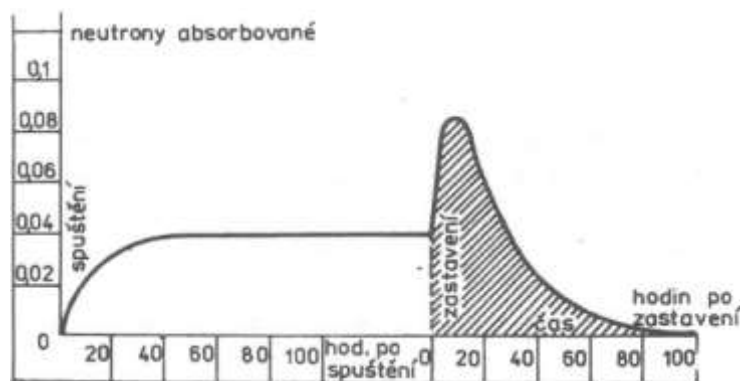
Obr. 6-6 Tvorba  $^{135}\text{Xe}$  z produktů štěpení

Při provozu reaktoru na nominálním výkonu se hodnota xenonu ustálí na určité hodnotě a dále již neroste. Tato koncentrace závisí na neutronovém toku v jaderném reaktoru. Změna reaktivity zapříčiněná zamořením reaktoru  $^{135}\text{Xe}$  je mnohem pomalejší než změny způsobené únikem nebo absorpcí. Díky tomu není nutné v základních rovnicích neutronové kinetiky se tímto zamořením zabývat a lze ho řešit samostatně.

Otrava reaktoru má vliv na koeficient využití tepelných neutronů a způsobuje vznik záporné reaktivity v reaktoru. Reaktivitu zapříčiněnou otravou lze vyjádřit rovnicí (6.6). [36]

$$\rho = - \frac{P}{1 + \pi} = \frac{\frac{\Sigma_{sp}}{\Sigma_u}}{1 + \frac{\Sigma_m}{\Sigma_u}} \quad (6.6)$$

kde  $\Sigma_{sp}$ ,  $\Sigma_u$ ,  $\Sigma_m$  jsou makroskopické účinné průřezy pro štěpné produkty, palivo a moderátor.



Obr. 6-7 Koncentrace  $^{135}\text{Xe}$  během provozu a po odstavení reaktoru [14]

Při provozu je zamoření kompenzováno a nemá zásadní vliv na provoz reaktoru. Problém lze očekávat při náhlém odstavení reaktoru. Štěpná reakce je utlumena, v palivu však nadále probíhá radioaktivní rozpad. Díky rozpadu nahromaděného  $^{135}\text{I}$  roste koncentrace  $^{135}\text{Xe}$  až do svého maxima cca 12 hodin po odstavení. Růst je zapříčiněn kratším poločasem rozpadu  $^{135}\text{I}$  a prakticky nulovým neutronovým tokem<sup>19</sup>, který při provozu pohlcením neutronu mění  $^{135}\text{Xe}$  na stabilní izotop  $^{136}\text{Xe}$ . Při takto vysoké koncentraci  $^{135}\text{Xe}$  je nemožné reaktor znovu spustit. Při odstavování reaktoru lze zamezit vzniku takto velké koncentrace snížením neutronového toku na takovou hodnotu, kdy tok bude ještě dostatečně vysoký pro odstranění  $^{135}\text{Xe}$  pohlcením neutronu, nicméně výkon reaktoru bude jen zlomek nominálního výkonu. [36]

Druhým štěpným produktem je  $^{149}\text{Sm}$ , které nevzniká v tak velké míře jako  $^{135}\text{Xe}$ , a proto je jeho účinek desetkrát nižší. Nevýhodou  $^{149}\text{Sm}$  je, že se jedná o stabilní prvek. Při provozu se proto hromadí v reaktoru a nelze ho odstranit. Po nasycení paliva těmito produkty štěpení následuje jeho vyjmutí z jaderného reaktoru. [36]

### 6.4.3 Vystřelení regulačního klastru

Analýza havárie vystřelení regulačního klastru patří mezi základní analýzy, které musí být provedeny při podání žádosti o licenci k provozu reaktoru. Tato havárie patří do skupiny RIA (havárie s vnesením kladné reaktivity). Analýza simuluje odezvu chladicího okruhu, aktivní zóny, paliva a peletky na přechodový stav způsobený náhlým vystřelením regulační tyče. Hlavním parametrem, který určuje vážnost havárie je špičková hodnota entalpie nejteplejší palivové peletky. Limit daný regulátorem je v dnešní době 280 cal/gm (1172,3 kJ/kg). Do budoucna se uvažuje o jeho snížení z důvodu častějšího využívání paliva s vysokým vyhořením. [49] [50]

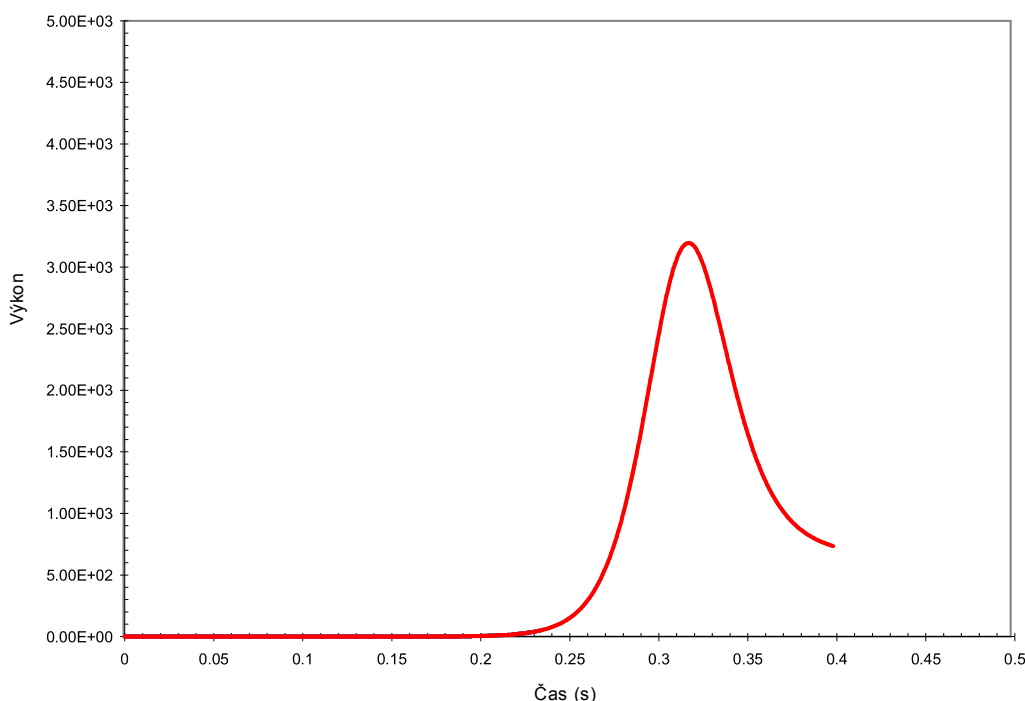
Příčina vedoucí k inicializaci havárie je selhání komponent spojených s pohonem regulačních tyčí, který je umístěn ve víku jaderného reaktoru. Rozdíl tlaku v reaktoru a mimo něj způsobuje neustálý tlak na řídicí tyč, která je vytlačována z reaktoru. Tomuto vytlačování brání pohon regulačních tyčí, který drží tyč ve správné poloze. V důsledku jeho selhání není tyč dále držena v aktivní zóně a je okamžitě vystřelen. Vystřelení způsobí vnesení velkého množství kladné reaktivity do oblasti regulační tyče a je uvolněno velké množství energie během několika stovek milisekund. [49] [50]

Je-li aktivní zóna v okamžiku havárie v podkritickém stavu nebo provozována na nízkém výkonu, důsledek této havárie nepovede ke kritičnosti na okamžitých neutronech. Vzhledem k této situaci havárie nepovede k zásadním a devastujícím účinkům. Bude-li reaktor provozován ve stavu,

<sup>19</sup> Tok není nulový z důvodu přítomnosti zpóźděných neutronů.

který by mohl vést ke kritičnosti na okamžitých neutronech, nárůst uvolněné energie v regionu vystřelené tyče by byl enormní. Společně s nárůstem uvolněné energie by vzrostla teplota paliva. Nárůst teploty by dodala do systému zápornou reaktivitu, která by utlumila počáteční nárůst kladné reaktivity, a uvolněná energie by klesla. Tuto charakteristiku dokládá Obr. 6-8. Uvolněná energie však nemůže vystoupit do nebezpečných hodnot. V určitém okamžiku zapůsobí ochrany reaktoru a dojde k odstavení a zbylé fungující tyče jsou zasunuty do reaktoru a řízená štěpná reakce by byla utlumena. [49] [50]

Hlavním úkolem této analýzy je prokázat, že palivo dokáže tuto havárii vydržet. Vysoká teplota způsobená vystřelením regulační tyče nesmí způsobit rozklad pokrytí paliva a s tím spojený únik radioaktivních látek do primárního okruhu. Limity a požadované výsledky analýzy jsou dány historickými daty, které byly získány při experimentech na výzkumných reaktorech. [49] [50]

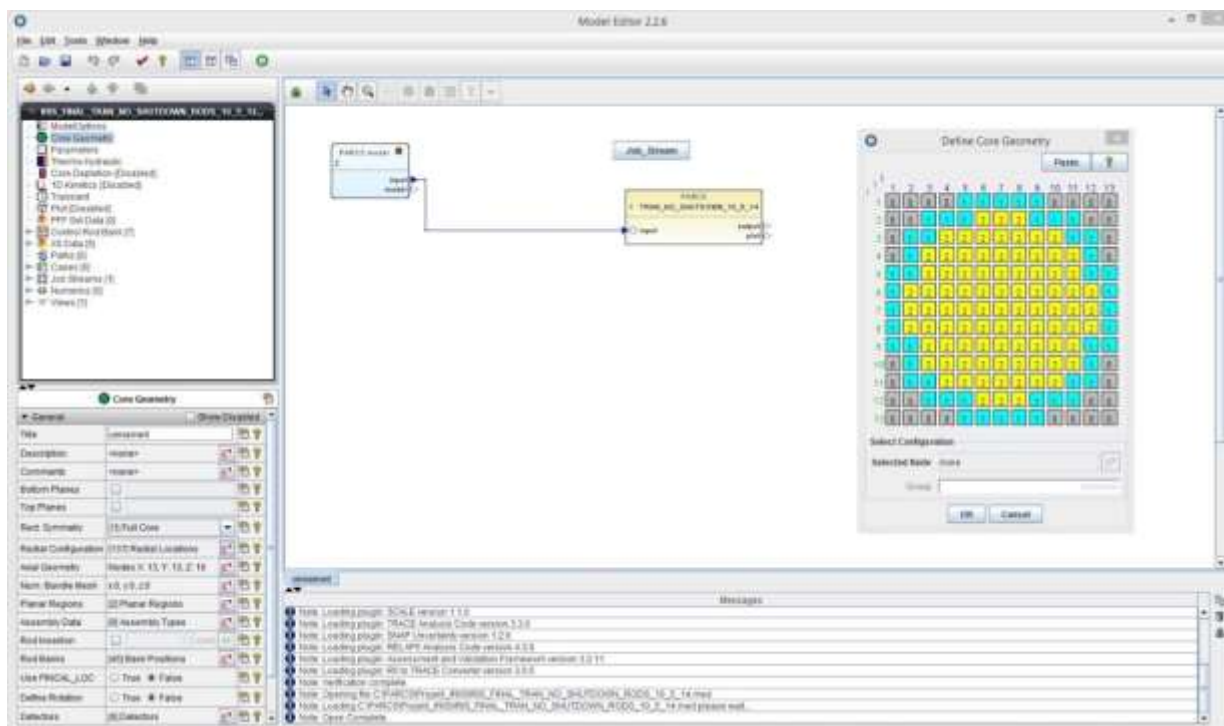


Obr. 6-8 Průběh nárůstu výkonu po vystřelení regulační tyče [29]

## 6.5 Grafické rozhraní SNAP

Celý vstupní soubor lze nadefinovat v jednoduchém textovém editoru. Při definici vstupního souboru s informacemi a parametry výpočtu je nutné pečlivě dodržovat daná pravidla. Například správně využívat mezery mezi znaky, odsakování bloků a karet, nepoužívat tabulátor atd. Při nedodržení pravidel dochází k pádu výpočtu a následné hledání chyb v zápise je velmi problematické. Ke zjednodušení tvorby vstupních souborů a eliminaci tohoto typu chyb bylo vyvinuto grafické rozhraní SNAP, které je univerzální rozhraní ke tvorbě modelů pro skupinu kódů PARCS, TRACE, SCALE, RELAP, MELCOR a další.

Tvorba modelu v prostředí SNAPu je pro uživatele výrazným zjednodušením. Uživatel přehledně definuje potřebou geometrii, účinné průřezy, parametry přechodového jevu a další. Definice se provádí jednoduchým vyplněním potřebných políček nebo zaškrtnutím požadované volby. Drobným nedostatkem této grafické nástavby jsou nepřesné popisy políček, chybně uvedené jednotky a nešťastně umístěné některé volby v nabídkovém menu. I přes tyto nedostatky je práce s SNAPem uživatelsky přívětivější.



Obr. 6-9 Grafické rozhraní SNAP – definice radiálního rozložení nodů

## 6.6 Vstupní soubor pro výpočet pomocí kódu PARCS

Obsahuje vstupní parametry pro výpočet. Skládá se z jednotlivých bloků, ve kterých se definují parametry pomocí karet. Základním a prvním aktivním blokem musí být CASEID, kde se definuje název problému, podle kterého se budou jmenovat výstupní soubory a slouží pro identifikaci. Následuje blok CNTL a vstupní soubor je zakončen blokem TRAN. Mezi tyto dva bloky lze vkládat další, které slouží k definici parametrů výpočtu. Jedná se o bloky PARAM, XSEC, GEOM, TH, PFF, PLOT a ONEDK. Pořadí bloků není striktně zadáno, platí zde jediná podmínka – blok FMFD musí být před blokem GEOM. Při zadání více parametrů k jedné kartě musí být tyto parametry odděleny mezerou (nesmí se použít tabulátor). Zadává-li se stejná hodnota pro více parametrů v jedné kartě, lze využít symbolu “\*” pro opakování hodnoty.  $8*1,2$  znamená zopakovat hodnotu 1,2 osmkrát. Zadávání vstupních parametrů je „case-insensitive“. Nechá-li se defaultní hodnota u nějaké karty, nemusí se tato karta ve vstupním souboru objevit. Defaultní hodnoty karet jsou popsány v manuálu PARCS. Nejdůležitější bloky a jejich karty jsou popsány v následujících podkapitolách. [13]

### 6.6.1 Blok CNTL

Tento blok definuje základní parametry výpočtu. Pomocí různých karet lze nastavit, o jaký typ reaktoru se jedná, počáteční výkon reaktoru, počáteční koncentraci kyseliny borité, pozici regulačních tyčí a další. Zadávají se zde také požadované výstupy – výpočet kritičnosti reaktoru, poproutková rekonstrukce a definice výstupního souboru pomocí karty PRINT\_OPT. Dále se musí zadat, jestli se jedná o výpočet ustáleného stavu nebo přechodového jevu a spojení s externím termohydraulickým kódem (TRACE, RELAP5). Příklad jednoduché definice CNTL bloku je zobrazen na Obr. 6-10.

```

!*****
CNTL
    PIN_POWER      T
    TH_FDBK        F
    testsuite      T

!               input  iteration  planar      adj
!               edit   table     power       pin      reac
    print_opt      T           T           T           T      F
!               fdbk    flux      planar
!               rho    precurs    flux       Xe       T/H
    print_opt      F           T           T           F      F

!*****

```

Obr. 6-10 Definované karty bloku CNTL

### 6.6.2 Blok PARAM

V tomto bloku se zadávají parametry výpočtu a způsob výpočtu. Mezi nejdůležitější parametry patří počet iterací N\_ITERS a konvergenční kritéria CONV\_SS. Při zadání konvergenčního kritéria se zadává největší možný rozdíl mezi výsledkem k a k-1 kroku. V bloku PARAM se dále specifikuje výpočetní jádro. Na výběr jsou možnosti odpovídající Tab. 6-1, sloupci „Jméno výpočetního jádra“. V základním nastavení využívá program výpočetní jádro HYBRID<sup>20</sup> a TPEN pro hexagonální geometrii. Příklad bloku PARAM je na Obr. 6-11.

```

!*****
PARAM
! Basic Iteration Control Parameters
    n_iters      1 200

! Convergence Criteria
    conv_ss      1.0e-6 1.0e-5 1.0e-5 0.001

! Nonlinear Update Control
    nodal_kern  fmfd
    nlupd_ss    10 10 1
    eps_anm     1.0e-6
    eps_erf     0.0005

! Decusping
    decusp      0
    init_guess  1

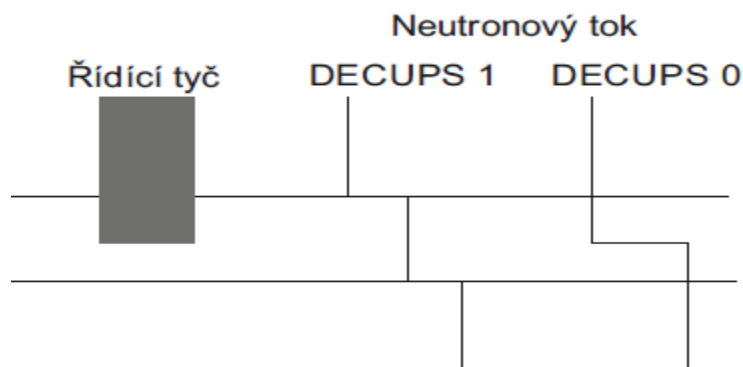
!*****

```

Obr. 6-11 Definované karty bloku PARAM

Další podstatný parametr výpočtu se nachází v kartě DECUSP, který je důležitý při výpočtech s řídicími tyčemi. Když je konec tyče uprostřed nodu, dojde při defaultním nastavení k výpočtu průměrné hodnoty neutronového toku pro celý nod. Při změně nastavení DECUSP parametru bude výsledný neutronový tok kopírovat zasunutí tyče uvnitř nodu. Princip je zobrazen na Obr. 6-12.

<sup>20</sup> Spojení metody ANM a NEM.



Obr. 6-12 Použití karty DECUPS

### 6.6.3 Blok XSEC

Blok XSEC slouží k definici účinných průřezů, které jsou poté přiřazeny k jednotlivým nodům<sup>21</sup>. Existuje několik možností zadání, které se definuje pomocí karty FUNC\_TYPE (MSBL XSEC, PBTT XSEC, v1000ct). Základní způsob zadání je zobrazen na Obr. 6-13.

Nejprve je nutné definovat referenční podmínky, ke kterým se zadané účinné průřezy vztahují. Pro každý materiál (v případě PARCSu nod) se definuje skupina 9 účinných průřezů (4 pro rychlé neutrony, 4 pro pomalé neutrony a 1 pro rozptyl z rychlých od pomalých neutronů). Základní skupina se dále rozšiřuje pomocí tzv. odskoků<sup>22</sup>:

1. Karta DXS\_DPPM – změna účinného průřezu vztažená na jednotku koncentrace (ppm).
2. Karta DXS\_DTM – změna účinného průřezu vztažená na jednotku teploty moderátoru (°C).
3. Karta DXS\_DDM – změna účinného průřezu vztažená na jednotku hustoty moderátoru (g/cm<sup>3</sup>).
4. Karta DXS\_DTF – změna účinného průřezu vztažená na jednotku Dopplerovy teploty paliva ( $\sqrt{T}$ ).
5. Karta DELCR\_BASE – změna účinného průřezu vztažená na jednotku zasunutí regulačního klastru.

Poslední důležitou kartou vztahujícím se k definici účinného průřezu, kterou je nutné definovat, se nazývá KIN\_COMP. V této kartě se definují frakce zpožděných neutronů a rozpadové konstanty skupin zpožděných neutronů. [13]

<sup>21</sup> Každý nod může obsahovat jeden materiál (jeden homogenizovaný účinný průřez).

<sup>22</sup> Viz kapitola 6.1.

```

[*****
XSEC
!
!      ppmref      tmref      dmref      tfref
REF_COND      1200.0      304.85      0.71187      624.85
!
!      nprec
DNP_NGRP      6
! Cross Section Composition Data
COMP_NUM 1
! Base Macroscopic Cross Sections
BASE_MACRO 0.235926 0.010253704 7.921216E-3 1.02838E-13 0.01610107
           0.8327247 0.1211297 0.163254 2.17321E-12
! Macro XS change per unit ppm
DXS_DPPM -1.26E-6 3.0002E-7 3.403E-8 4.625E-19 1.1135E-7
          -5.1615E-6 8.6735E-6 -1.85E-6 -2.464E-17
! Macro XS change per unit moderator temperature change
DXS_DTM -3.69E-4 -5.8225E-6 -2.9915E-6 -3.7925E-17 -6.2095E-5
          -2.432375E-3 -1.40875E-4 -1.22425E-4 -1.6305E-15
! First-order XS variation for moderator density
DXS_DDM 0.1623405 2.561593E-3 1.316102E-3 1.6685E-14 0.02731852
          1.070117 0.06197756 0.05386054 7.173339E-13
! XS change per unit Doppler temperature change
DXS_DTF -2.336691E-5 3.044803E-5 2.24196E-7 2.526153E-18 -1.507008E-5
          -3.947113E-5 -6.954814E-5 -1.113086E-4 -1.482536E-15
! Assembly Discontinuity Factor
ADF 0.99621 1.00812

! Delta Control Rod Composition
DELCCR_COMP 1 1
! Macro XS change due to control rod insertion
DELCCR_BASE -1.776768E-3 1.30498E-3 -7.164192E-5 -9.651101E-16 -8.331311E-4
            -2.900843E-3 7.489555E-3 1.3763E-3 1.831569E-14

! Kinetics Composition
KIN_COMP 3 1 ! Delayed neutron fraction
DNP_BETA 2.48078E-4 1.32414E-3 1.28872E-3 2.98614E-3 1.32654E-3 5.52093E-4
! Delayed neutron precursor decay constant
DNP_LAMBDA 0.0133532 0.0326046 0.121047 0.305492 0.860438 2.88985
!
!      tvelo1      tvelo2
NEUT_VELO      1.813289E7      4.24453E5
[*****

```

Obr. 6-13 Definice bloku XSEC

## 6.6.4 Blok GEOM

Blok GEOM je zodpovědný za definici geometrie aktivní zóny reaktoru. Přesná definice zadávání geometrie pro čtvercovou a šestihrannou kazetu je popsána v kapitole 6.7. Pro urychlení výpočtu lze zadat symetrii řešení. Na výběr jsou možnosti – celá aktivní zóna, polovina nebo čtvrtina aktivní zóny. Každý nod<sup>23</sup> může být dále rozdělen na menší entity pro zpřesnění výpočtu. V tomto případě každá entita má stejný přiřazený účinný průřez. Pro detailnější výpočty na úrovni jednoho palivového proutku (rozlišení 1 cm) je nutno využít poproutkové rekonstrukce, která je definována v kapitole 6.6.5.

<sup>23</sup> Velikost nodu se volí většinou podle rozměru kazety – důvodem je homogenizovaný účinný průřez odpovídající jedné kazetě.

V reálné aktivní zóně reaktoru se nacházejí regulační tyče a detektory. Pozice tyče a detektoru i zasunutí tyče se definuje v této části vstupního souboru. Regulační tyče lze rozdělit do skupin, které lze nezávisle na sobě zasunovat do aktivní zóny.

```
! *****
GEOM
  geo_dim      3 3 1
  rad_conf
  2 2 1
  2 2 1
  1 1 1
  grid_x       3*21.42
  neutmesh_x   3*2
  grid_y       3*21.42
  neutmesh_y   3*2
  grid_z       1.
  boun_cond    0 1 0 1 0 0
  Planar_Reg   1
  8 9 3
  9 8 3
  3 3 3
  PR_Assign    1
  cr_axinfo    0.0 0.0
  bank_conf
  1 0 0
  0 0 0
  0 0 0
! *****
```

Obr. 6-14 Definované karty bloku GEOM

### 6.6.5 Blok FMFD

*Fine Mesh Fine Difference* slouží k detailnějšímu popisu aktivní zóny. V základním nastavením bloku GEOM odpovídá velikost jednoho nodu jedné kazetě (tj. 20 cm až 30 cm). Pro analýzu rozložení vyhoření a výkonu v jedné kazetě je toto rozlišení nedostatečné, protože výkon a vyhoření je průměrnou hodnotou v celé kazetě. Pomocí bloku FMFD lze zvýšit rozlišení na cca 1 cm, což odpovídá jednomu proutku v kazetě. Princip rozdělení nodů vzniklých metodou CMFD a jejich rozdělení pomocí FMFD na jednotlivé proutky je zobrazen na Obr. 6-16. Na obrázku je také vidět způsob definice kazety v geometrii aktivní zóny a její rozdělení na příslušné proutky.

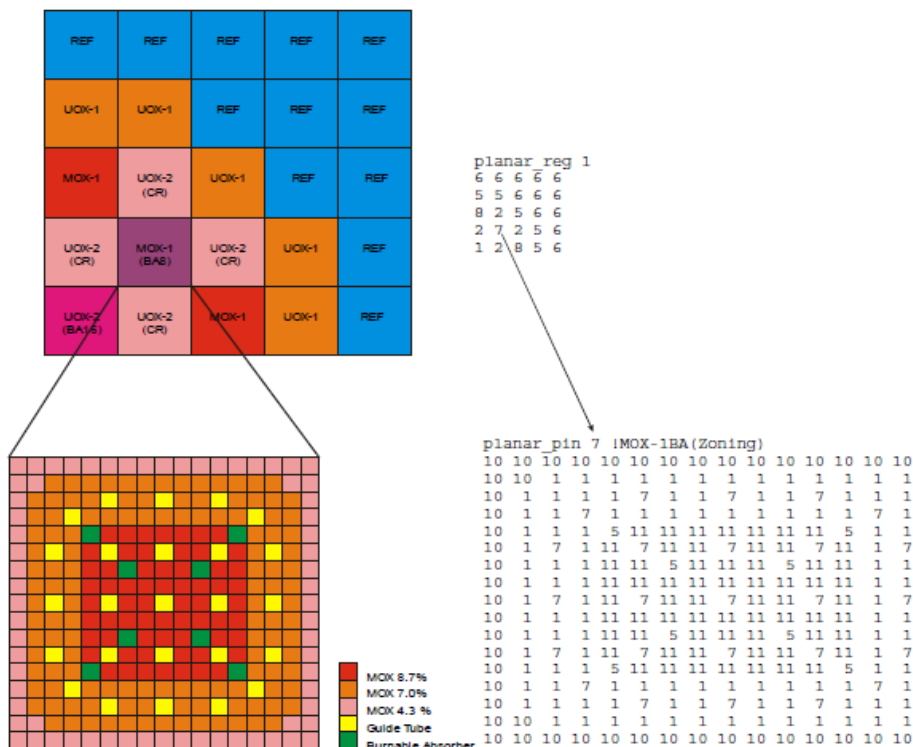
```
! *****
FMFD
  group_spec   8 6
  ref_cond     0.0 296.85 0.7295 626.85
  dnp_ngrp     6

  geninf       15      2      1      1
  method       3      2      1
  buckling     2.39e-3

  file         ./venus2/FMFD_VENUS2
! *****
```

Obr. 6-15 Definované karty bloku FMFD

V bloku FMFD lze nadefinovat počet energetických neutronových grup, lze měnit referenční podmínky, pro které byly určeny účinné průřezy jednotlivých proutků, počet skupin zpožděných neutronů. Dále je nutno definovat počet pinu (proutků) v jedné kazetě (nodu) a metodu řešení poproutkové rekonstrukce. Nakonec je potřeba připojit soubor s účinnými průřezy jednotlivých proutků.



Obr. 6-16 Poproutková rekonstrukce [13]

## 6.6.6 Blok TRAN

Slouží k analýze přechodového jevu. Prvním kartou je časová definice přechodového jevu. Nastavuje se celková doba přechodového jevu a počáteční krok. Dále lze pro delší přechodové jevy nastavit postupnou expanzi kroku, aby na začátku mohly být zaznamenány rychlé změny. Ke konci přechodového jevu, kdy dochází k velmi malým změnám, můžeme nastavit delší krok, který urychlí výpočet bez ztráty přesnosti. Přechodového jevu lze docílit například zasunutím (vysunutím) skupiny regulačních tyčí (jak je naznačeno na Obr. 6-17), změnou koncentrace kyseliny borité nebo přidáním chladné vody do smyčky reaktoru. Lze také zadat podobná kritéria konvergence jako při výpočtu ustáleného chodu reaktoru.

```

! *****
TRAN
time_step      5.00 0.001 1.0 10.0
move_bank      1  0.0 0.0  0.1 228.0
conv_tr        0.0001
theta          1.0 1.0 1.0
EXPO_OPT       T T
sum_step       1.0 10  5.0 2
    
```

Obr. 6-17 Definované karty bloku TRAN

## 6.7 Definice geometrie aktivní zóny reaktoru

Definice geometrie je závislá na typu reaktoru, který bude podroben výpočtu. Základní popis geometrie se liší pro čtvercovou nebo šestihrannou síť. Práce se zabývá lehkovodními reaktory, a proto nebude válcová geometrie dále rozebírána. Hlavní a nejvíce patrný rozdíl je zadávání geometrie.

### 6.7.1 Popis čtvercové geometrie

Zadání geometrie se rozděluje do několika základních kroků.

1. Prvním krokem je zadání prostorové rozložení aktivní zóny. Zadává se počet nodů v ose x, y a z. Ke každému nodu se přiřadí typ nodu – palivo, reflektor nebo prázdná oblast. V tomto kroku zadávání musí mít výsledný tvar nadefinované aktivní zóny tvar čtverce, a proto je do tohoto tvaru doplněn pomocí prázdných oblastí. Definice prvního kroku je zobrazena na Obr. 6-18.

Po zadání prostorového rozložení aktivní zóny se definuje velikost (GRID\_X, Y, Z) nodů ve všech třech směrech. Na závěr se zadají okrajové podmínky (BOUN\_COND) pro šest stran (west, east, north, south, bottom a top).

2. V druhém kroku se definuje radiální rozložení jednotlivých vrstev aktivní zóny. Již není potřeba využívat prázdných oblastí a definují se jen ty, které byly v prvním kroku označeny jako palivo nebo reflektor. Těmito oblastem (nodům) se přiřadí vlastnosti materiálu, který je definován v bloku XSEC.  
V případě příkladu uvedeného na Obr. 6-19 je aktivní zóna sestavena z tří různých vrstev. Jejich uspořádání na sobě se definuje kartou PR\_Assign, která skládá vrstvy ode dna reaktoru nahoru<sup>24</sup>.

3. V posledním kroku se definují nody, ve kterých jsou zastrčeny regulační tyče. Jejich definice je obdobná jako u normálních nodů, tj. přiřadí se jim materiál z bloku XSEC. Poté se seskupí do několika regulačních skupin (dle skutečného rozdělení). Definuje se počáteční zastrčení v aktivní zóně a při analýze přechodového jevu také krok, se kterým se může tato skupina tyčí zasouvat nebo vysouvat.

---

<sup>24</sup> Tato definice od dna nahoru se využívá u tlakovodních reaktorů.

```

GEOM
geo_dim  9 9 19          !nasyx,nasyy,nz
rad_conf          !Radial Configuration
2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
2 2 2 2 2 2 2 2 2 1
2 2 2 2 2 2 2 2 1 1
2 2 2 2 2 2 2 2 1 0
2 2 2 2 2 2 2 1 1 0
2 2 2 2 2 2 1 1 0 0
2 2 2 1 1 1 0 0 0 0
1 1 1 1 0 0 0 0 0 0
grid_x      10.0  8*20.0
neutmesh_x  1      8*2
grid_y      10.0  8*20.0
neutmesh_y  1      8*2
grid_z      20.0 18*20.0
boun_cond   0 2 0 2 2 2          !ibcw,ibce,ibcn,ibcs,ibcb,ibct
    
```

Obr. 6-18 Definice čtvercové geometrie – rozdělení aktivní zóny

```

Planar_Reg 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1
1 1 1 1
Planar_Reg 2
2 1 1 1 2 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 2 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
2 1 1 1 2 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1 1 1 1
1 1 1 1
Planar_Reg 3
6 5 5 5 6 5 5 4 1
5 5 5 5 5 5 5 4 1
5 5 5 5 5 5 4 4 1
5 5 5 5 5 5 4 1 1
6 5 5 5 6 4 4 1
5 5 5 5 4 4 1 1
5 5 4 4 4 1 1
4 4 4 1 1 1
1 1 1 1
PR_Assign  1  13*3  4*4  2
    
```

Obr. 6-19 Definice jednotlivých vrstev aktivní zóny [13]

### 6.7.2 Popis hexagonální geometrie

Z důvodu jiného přístupu k řešení a rozložení 3D problému<sup>25</sup> při analýze aktivní zóny s palivovými kazetami šestiúhelníkového tvaru se postup při definici geometrie liší od případu popsaného v kapitole 6.7.1. Pro definici šestiúhelníkové geometrie byl do PARCSu přidán další blok GEOMHEX.

Prvním krokem definice je určení počtu prstenců v jedné vrstvě a počet jednotlivých vrstev nad sebou. Nejprve je definován typ kazety a následně se tyto kazety skládají do tvaru aktivní zóny. Při řešení lze pro urychlení výpočtu využít symetrie aktivní zóny. Na výběr jsou čtyři možnosti (30°, 60°, 120° a 360°). V dalším kroku se definuje vertikální rozdělení jednotlivých kazet (nodů), kterým je pomocí karty ASSY\_TYPE přiřazen účinný průřez definovaný v bloku XSEC.

```

GEOMHEX
  geo_dim 7 15      !nring, nz
  rad_conf 360      !full rotation symmetry
    3 3 3 3 3 3
    3 4 2 1 2 1 2 4 3
    3 2 1 2 1 1 2 1 2 3
    3 1 2 1 1 1 1 1 2 1 3
    3 2 1 1 2 1 1 2 1 1 2 3
    3 1 1 1 1 1 2 1 1 1 1 1 3
    3 2 2 1 1 2 1 1 2 1 1 2 2 3
    4 1 1 2 1 1 1 1 1 2 1 1 4
    3 2 2 1 1 2 1 1 2 1 1 2 2 3
    3 1 1 1 1 1 2 1 1 1 1 1 3
    3 2 1 1 2 1 1 2 1 1 2 3
    3 1 2 1 1 1 1 1 2 1 3
    3 2 1 2 1 1 2 1 2 3
    3 4 2 1 2 1 2 4 3
    3 3 3 3 3 3

  grid_hex 23.6      !flat-to-flat distance (cm)
  grid_z 15*23.533333
  assy_type 1 15*1
  assy_type 2 15*2
  assy_type 3 15*3
  assy_type 4 15*4

```

Obr. 6-20 Definice hexagonální geometrie

### 6.7.3 Hlavní rozdíly mezi čtvercovou a hexagonální geometrií

Z důvodu využití různých zjednodušení při výpočtu rozdílných geometrií je zadávání parametrů v blocích GEOM a GEOMHEX odlišné. Nejdůležitější rozdíly jsou shrnuty v následující tabulce.

<sup>25</sup> Rozložení na 1x2D a 1x1D problém.

Tab. 6-2 Rozdíly ve čtvercové a hexagonální geometrii

| Čtvercová geometrie                                                    | Hexagonální geometrie                                       |
|------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------|
| Zjednodušení na 3 x 1D problém                                         | Zjednodušení na 1 x 2D a 1 x 1D problém                     |
| Definice počtu nodů v osách x, y a z                                   | Definice počtu prstenců v rovině x a y + počet nodů v ose z |
| Definice typů nodů v prvním kroku a přiřazení materiálů v kroku druhém | Definice sestavy v prvním kroku i s přiřazeným materiálem   |
| Skládání vrstev „na sebe“ (vertikálně)                                 | Definice kazety, skládání kazet „vedle sebe“ (horizontálně) |

## 6.8 Výstupní soubor z analýzy provedené kódem PARCS

Výstupní soubor v sobě shrnuje kompletní výpis vstupního souboru, ze kterého získává data pro výpočet. V druhé části dochází k definici problému, popisu jednotlivých kazet (nodů), k číslování jejich povrchů a rohů. Jsou zde zapsány podmínky, za kterých PARCS provádí výpočet. Jedná se o shrnuté nastavení karet ve vstupním souboru.

Hlavní a nejdůležitější je část třetí, která obsahuje jednotlivé kroky výpočtu s jejich výsledky. V této části jsou vypsány hodnoty, které byly nastaveny ve vstupním souboru, bloku CNTL a kartě PRINT\_OPT. Na Obr. 6-21 je příklad výpočtu ustáleného chodu reaktoru s definovanými podmínkami konvergence. Z obrázku lze vyvodit, že pro splnění podmínek konvergence bylo potřeba spočítat 25 iteračních kroků.

```
=====
Steady State Eigenvalue Calculation Results
=====

Itr  Nin    k-eff      Global F.S.   Local F.S.   Dom. R      PPM
-----
 1   1    1.0076104 F   3.0791E-01 F   2.1682E+00 F  10.0000    0.00
 2   1    1.0145078 F   1.4545E-01 F   4.5305E-01 F   0.5266    0.00
 3   1    1.0170530 F   7.4099E-02 F   2.3751E-01 F   0.5438    0.00
.
.
.
00:00.00  TPEN Nodal update...    8    27
25   1    1.0111997 T   4.1490E-06 T   8.4500E-05 T   0.9118    0.00
00:00.00  k-eff= 1.011200 , Tout=   0.00 , ppm=   0.00

K-Effective:    1.011200
Boron Conc:     0.00
Core Power Level: 1.000000E+00
```

Obr. 6-21 Výsledek výpočtu ustáleného chodu

Celkové rozložení výkonu v aktivní zóně zobrazuje následující Obr. 6-22. Z obrázku lze jednoduše zjistit, která kazeta má největší výkon, kde tedy dojde k největšímu ohřevu vody a bude nejvyšší teplota. Takového rozložení výkonu lze vypočíst pro jakýkoli vrstvu a zjistit rozložení výkonu ve vertikálním směru.

Assembly Power Distribution

##### box power

|    | 0      | 2      | 4      | 6      | 8      | 10     | 12     | 14     | 16 | 18 | 20 | 22 | 24 | 26 |
|----|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|--------|----|----|----|----|----|----|
| 0  | 0.9392 | 1.4145 | 1.5908 | 1.8552 | 1.1443 | 0.8521 | 0.7451 |        |    |    |    |    |    |    |
| 2  |        |        | 1.7895 | 1.4936 | 1.2007 | 0.8657 | 0.9746 | 0.5225 |    |    |    |    |    |    |
| 4  |        |        |        | 1.4910 | 1.1554 | 0.8962 | 0.8211 | 0.6906 |    |    |    |    |    |    |
| 6  |        |        |        |        | 1.2042 | 0.6550 | 0.9802 | 0.7103 |    |    |    |    |    |    |
| 8  |        |        |        |        |        | 1.1146 | 0.7002 | 0.6492 |    |    |    |    |    |    |
| 10 |        |        |        |        |        |        | 0.6137 | 0.5099 |    |    |    |    |    |    |
| 12 |        |        |        |        |        |        |        | 0.3701 |    |    |    |    |    |    |

Maximum Pos. Maximum Value

( 12, 0 ) 1.8552

Obr. 6-22 Rozložení výkonu v 1/6 aktivní zóny

## 7 NEUTRONOVĚ-FYZIKÁLNÍ ANALÝZA REAKTORU IRIS

Na základě získaných poznatků o problematice malých jaderných reaktorů bude v následující části proveden neutronově-fyzikální výpočet reaktoru IRIS. Jako výpočetní kód bude použit deterministický kód PARCS. Nejprve je nutné sestavit potřebný model, který bude simulovat reálné chování reaktoru. Následně budou na tomto modelu provedeny dva výpočty a poté budou provedeny dvě simulace:

1. První simulací bude výpočet ustáleného chodu s využitím čerstvého paliva s dvěma hladinami obohacení. Výsledkem bude pozice regulačních klastrů a koncentrace kyseliny borité.
2. Druhou simulací je simulace krátkodobého přechodového jevu. Jako zkoumaný jev bylo zvoleno zaseknutí skupiny havarijních klastrů při havarijním odstavením reaktoru, čímž vznikne nesymetrie v aktivní zóně.

Pro provedení simulace je nutné nejprve definovat vstupní soubor. Vstupní soubor obsahuje detailní informace o geometrii reaktoru, o použitém palivu nebo základní termohydraulické vlastnosti systému. Soubor je definován pomocí karet:

1. Karta požadovaných výstupů.
2. Karta parametrů výpočtu.
3. Karta definující geometrii aktivní zóny – rozměry, rozložení palivových souborů a pozici regulačních klastrů.
4. Karta definující základní termohydraulickou závislost.
5. Karta definující zkoumaný přechodový jev.
6. Karta definující účinné průřezy a jejich závislost na teplotě chladiva a paliva, na hustotě moderátoru a na koncentraci kyseliny borité.
7. Karta definující počáteční polohu řídících klastrů.

Funkční vstupní soubor, který byl použit k simulacím, je přiložen v příloze č. 1. Parametry definované vstupním souborem jsou popsány v následujících kapitolách. Při tvoření modelu v následujících kapitolách a tvorbě jednotlivých analýz bylo vycházeno ze zdrojů. [15] [16] [35]

### 7.1 Model reaktoru

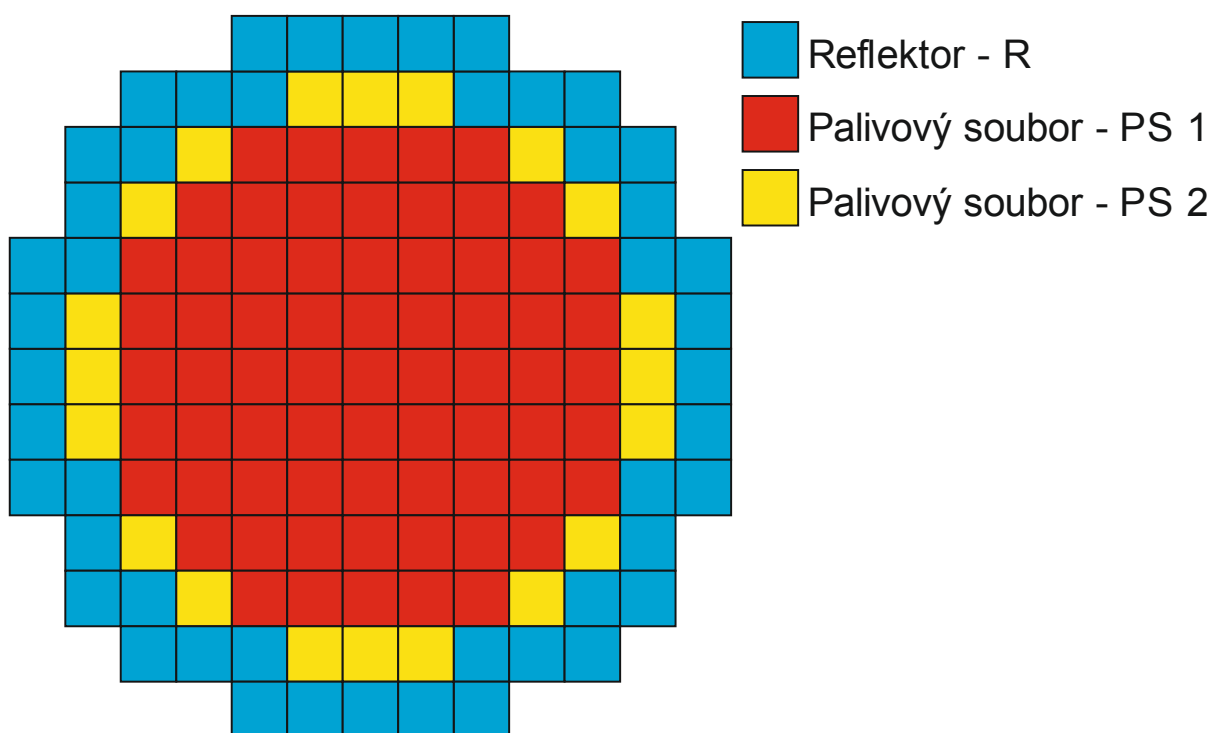
Tvorbu modelu lze provést buď v textové podobě nebo pomocí grafické nástavby SNAP. Při tvorbě modelu reaktoru IRIS byla zvolena druhá možnost – použití grafické nástavby SNAP. Základní parametry reaktoru IRIS, které byly využity pro tvorbu jednotlivých analýz, jsou shrnuty v Tab. 7-1.

Tab. 7-1 Základní parametry elektrárny s jaderným reaktorem IRIS

|                               |      |         |
|-------------------------------|------|---------|
| Výkon reaktoru                | MWt  | 1000    |
| Počet palivových souborů v AZ | -    | 89      |
| Vstupní teplota               | °C   | 291,67  |
| Průtok chladiva               | kg/s | 6309,02 |
| Nominální tlak                | MPa  | 15,5    |

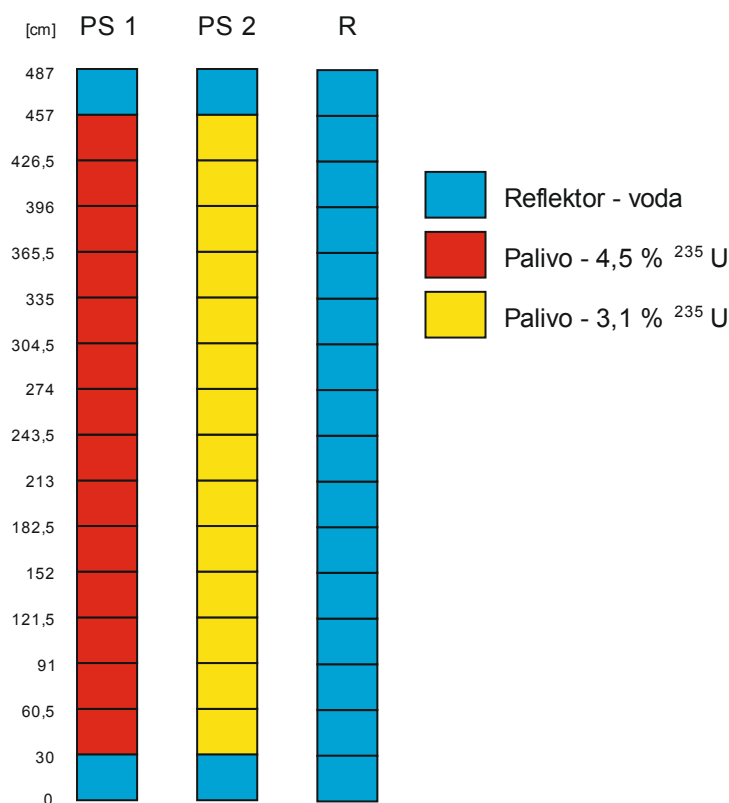
### 7.1.1 Geometrie aktivní zóny

Aktivní zóna reaktoru IRIS se skládá z 89 palivových souborů. Každý soubor je v modelu aktivní zóny reprezentován jedním nodem. Pro simulaci byla vybrána konfigurace s prvotní vsázkou, při níž nedochází k využití již vyhořelých palivových souborů z minulých kampaní. Délka provozu s tímto typem vsázky je 4 roky a hlavním důvodem využití tohoto typu vsázky je snížení možnosti zneužití materiálu k vojenským účelům. Vnější část aktivní zóny je tvořena palivovými soubory s nižším obohacením 3,1 %  $^{235}\text{U}$  (PS 2). Těchto souborů je v reaktoru 20 kusů. Zbývajících 69 palivových souborů obsahuje standardní obohacení 4,5 %  $^{235}\text{U}$  (PS 1). Okolo aktivní zóny je vytvořen reflektor, který reprezentuje chladivo okolo aktivní zóny. Po vytvoření reflektoru celkový počet nodů vzrostl na 137. Řez aktivní zónou s okolním reflektorem je znázorněn na Obr. 7-1. Jelikož se jedná o malou aktivní zónu, nebylo nutné využít některé ze symetrií aktivní zóny a byl proveden výpočet celé aktivní zóny.



Obr. 7-1 Řez radiálního rozložení nodů

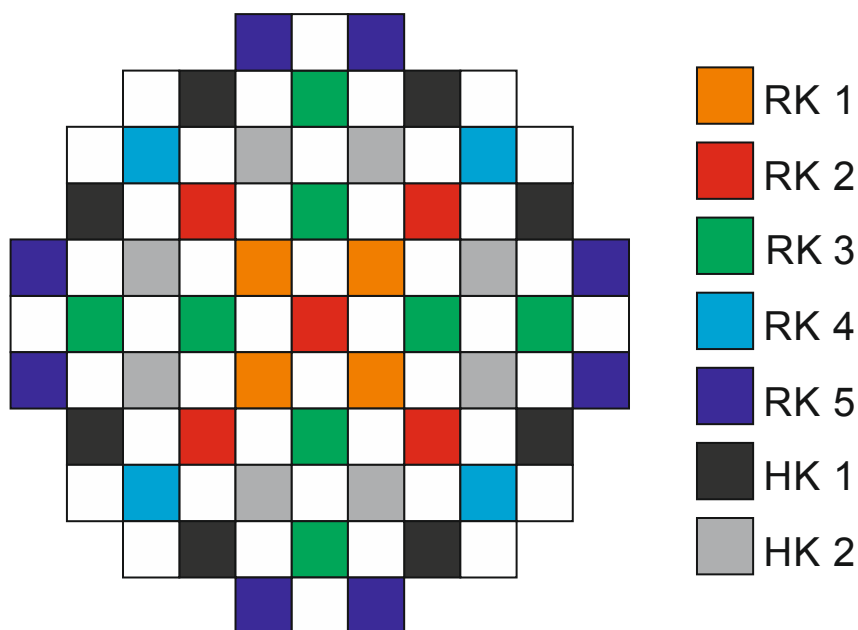
Výška aktivní zóny reaktoru IRIS je stejná jako u standardních reaktorů velkého výkonu, které využívají palivo firmy Westinghouse o velikosti 17x17 proutků. Výška aktivní zóny je 427 cm a v modelu je rozdělena na 14 stejně vysokých nodů. Na spodní i horní okraj aktivní zóny je přidán reflektor reprezentující okolní vodu. Model reaktoru je poskládán z třech typů souborů, které jsou definovány na Obr. 7-2. Palivové soubory byly vybrány základní bez axiální profilace, tj. obohacení je stejné po celé výšce souboru.



Obr. 7-2 Axiální rozložení nodů

### 7.1.2 Konfigurace regulačních a havarijních klastrů

Podle technické dokumentace k reaktoru IRIS jsou regulační klastry rozděleny do sedmi samostatných skupin. Pět skupin tvoří regulační klastry a dvě skupiny havarijní klastry. Dohromady je v reaktoru 45 klastrů. Jejich rozložení a příslušnost k jednotlivým skupinám je znázorněna na následujícím obrázku Obr. 7-3.



Obr. 7-3 Horizontální rozložení regulačních klastrů

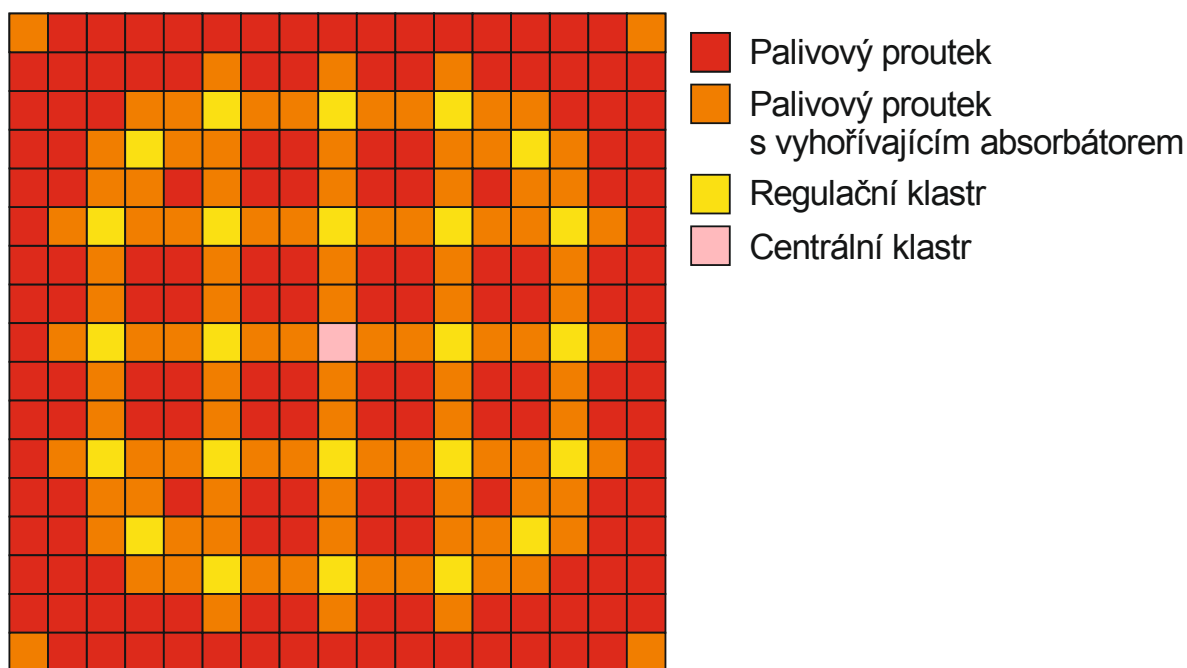
### 7.1.3 Použité palivo

Již v předchozí kapitole bylo napsáno, že aktivní zóna reaktoru IRIS je tvořena dvěma druhy palivových souborů. Soubory se odlišují v obohacení  $^{235}\text{U}$ . Ostatní parametry jsou pro oba typy stejné. Základní parametry potřebné pro výpočet v prostředí kódu PARCS jsou shrnuty v Tab. 7-2.

Tab. 7-2 Parametry palivového souboru

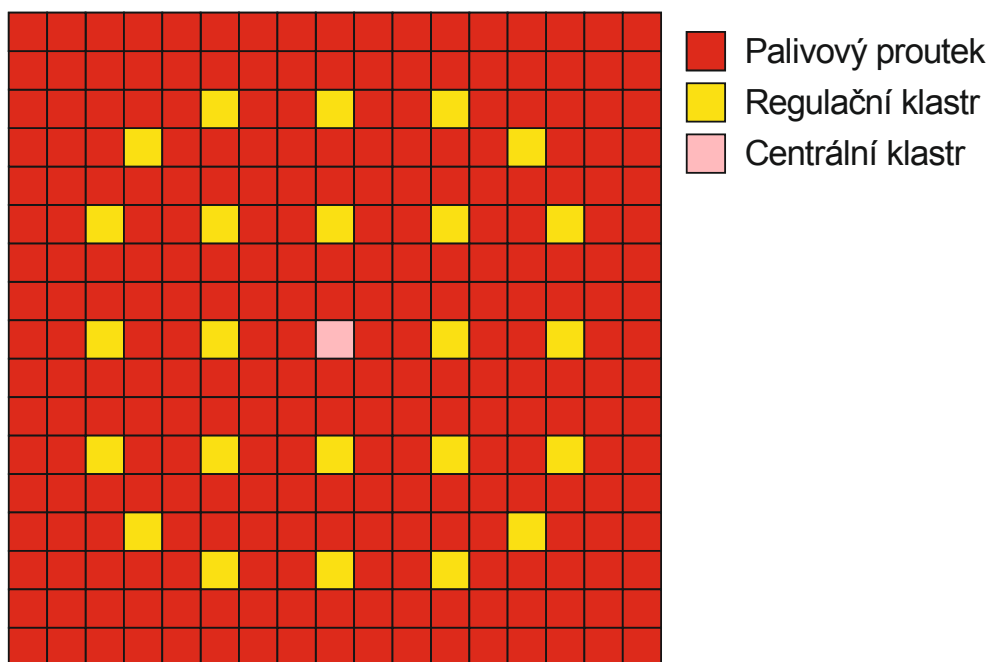
|                          |    |       |
|--------------------------|----|-------|
| Počet palivových proutků | -  | 264   |
| Počet vodících klastrů   | -  | 25    |
| Délka palivového souboru | mm | 4270  |
| Poloměr peletky          | mm | 3,951 |
| Poloměr pokrytí          | mm | 4,583 |
| Tloušťka pokrytí         | mm | 0,573 |
| Poloměr vodícího klastru | mm | 6,032 |

Složení palivového souboru (PS 1) je detailně zobrazeno na Obr. 7-4. Palivový soubor se skládá ze 160 palivových proutků, 104 palivových proutků s vyhořívajícím absorbátorem, 24 regulačních klastrů a jednoho centrálního klastru. Jako vyhořívající absorbátor je použit  $\text{ZrB}_2$ .



Obr. 7-4 Detail palivového souboru Westinghouse 17x17 – obohacení 4,5 %  $^{235}\text{U}$

Druhý typ palivového souboru (PS 2) je palivový soubor s nižším obohacením  $^{235}\text{U}$ , které jsou na okraji aktivní zóny. Použitím nižšího obohacení na okraji aktivní zóny se sníží radiační namáhání reaktorové nádoby. Detail souboru s nižším obohacením je na Obr. 7-5 a skládá se z 264 palivových proutků, 24 regulačních klastrů a jednoho centrálního klastru.



Obr. 7-5 Detail palivového souboru Westinghouse 17x17 – obohacení 3,1 %  $^{235}\text{U}$

Pro výpočet pomocí neutronově-fyzikální kódu PARCS je nutné provést pro tyto paliva homogenizaci a vytvořit dvou-grupové homogenizované účinné průřezy. Tvorba těchto průřezů není cílem řešení v této diplomové práci. Z tohoto důvodu bylo využito již vytvořených účinných průřezů z dostupných standardních benchmarků.

Na základě těchto účinných průřezů bylo nutno parametrizovat tyto data a vytvořit tzv. „odskoky“ od referenčního stavu. Referenční podmínky, při kterých jsou definovány účinné průřezy, jsou shrnuty v Tab. 7-3. Byly vytvořeny čtyři sady „odskoků“ – závislost na koncentraci kyseliny borité, na hustotě a teplotě moderátoru a na teplotě paliva. Při tvorbě odskoků byla předpokládána lineární závislost na jednotlivých parametrech. Další závislosti, kterou bylo potřeba určit, byla změna účinného průřezu na základě zasunutí regulačního klastru. Z důvodu zjednodušení byla tato závislost předpokládána lineární.

Tab. 7-3 Referenční podmínky

|                             |                   |         |
|-----------------------------|-------------------|---------|
| Koncentrace kyseliny borité | ppm               | 1200    |
| Hustota moderátoru          | g/cm <sup>3</sup> | 0,71187 |
| Teplota moderátoru          | °C                | 305,85  |
| Teplota paliva              | °C                | 624,85  |

## 7.2 Výpočet ustáleného stavu reaktoru

Na základě návrhu modelu reaktoru a použitého paliva z předchozích kapitol bude proveden výpočet ustáleného chodu reaktoru. Tento výpočet je velmi důležitou součástí následující analýzy přechodového jevu. Jedná se o výchozí stav, ze kterého se přechodový jev počítá.

Před provedením samotného výpočtu je nutné nejprve definovat technické parametry výpočtu, jako jsou například konvergenční kritéria, numerické metody, kooperace těchto metod. Dále je nutné zadat, jaké výsledky výpočtu jsou uživatelem požadovány. Nastavení se provádí v kartách

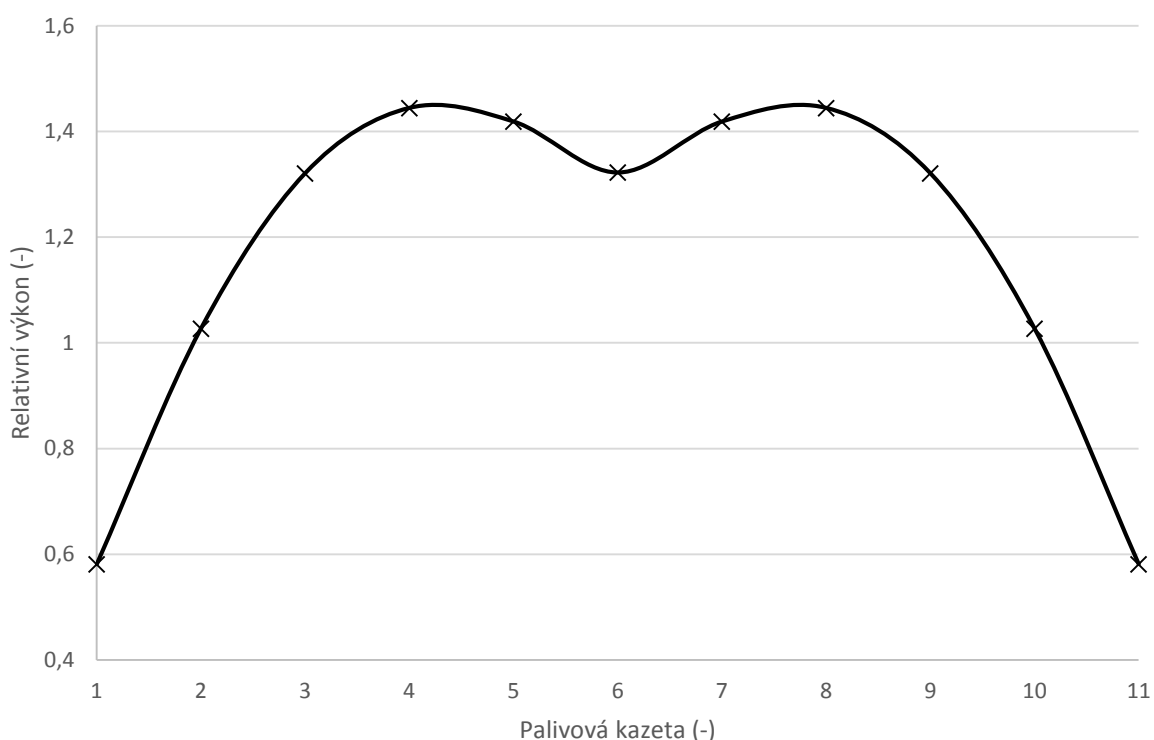
CNTL a PARAM. Technické parametry výpočtu byly nadefinovány podle standardních benchmarkových úloh.

Po nastavení základních parametrů byly definovány pozice regulačních klastrů. Všechny skupiny kromě RK 1 a RK 3 jsou kompletně vysunuty mimo aktivní zónu. Skupiny RK 1 a RK 3 jsou na pozici 91 cm. Zasunutí těchto skupin je z důvodu rovnoměrnějšího rozložení výkonu v radiálním směru.

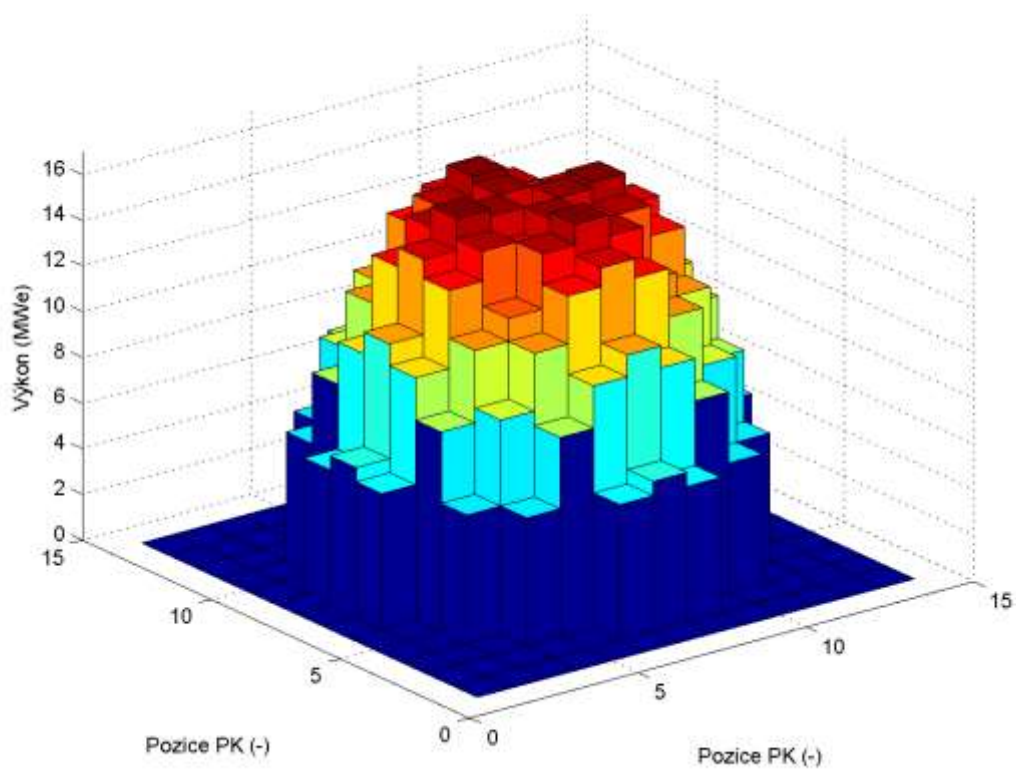
Výsledky výpočtu ustáleného chodu reaktoru jsou shrnuty v Tab. 7-4. Tyto výsledky korespondují s designovými parametry reaktoru IRIS.

Tab. 7-4 Výsledek simulace ustáleného chodu reaktoru

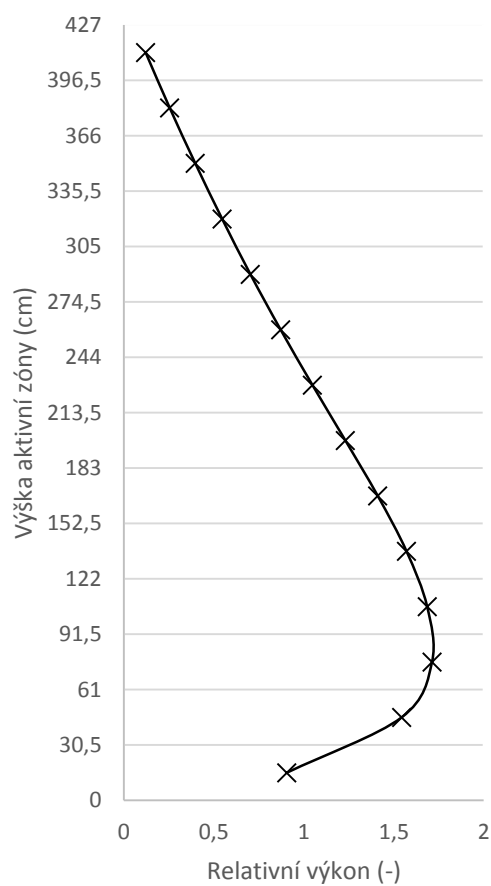
|                             |     |         |
|-----------------------------|-----|---------|
| Výstupní teplota z AZ       | °C  | 319,58  |
| Maximální teplota paliva    | °C  | 1076,6  |
| Koncentrace kyseliny borité | ppm | 2381,98 |



Obr. 7-6 2D rozložení výkonu v radiálním centrálním řezu



Obr. 7-7 3D rozložení výkonu v aktivní zóně



Obr. 7-8 Axiální rozložení výkonu v aktivní zóně

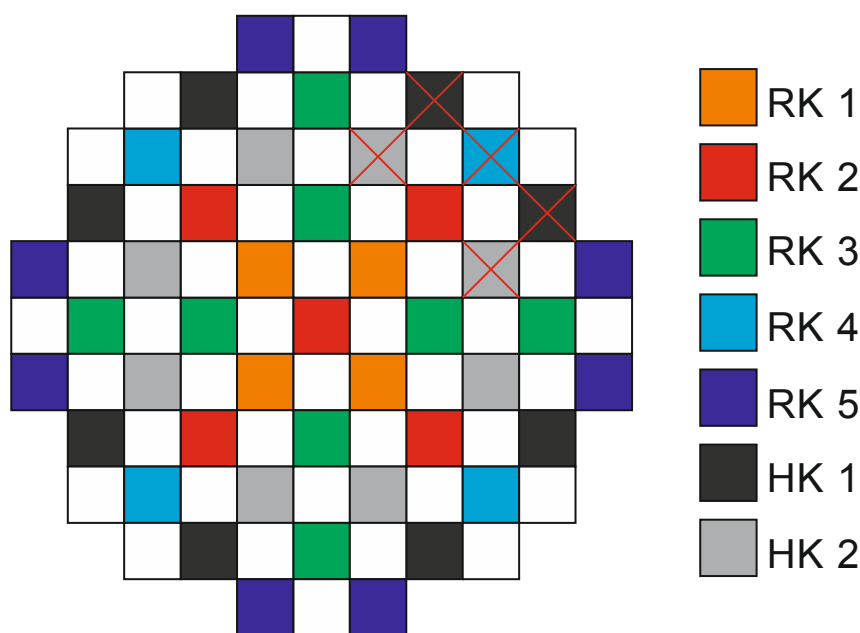
Vertikální rozložení výkonu není ideální. V dolní polovině aktivní zóny se produkuje 71,4 % a v horní polovině 28,6 %. Toto je vzdáleno limitu pro 10 % rozdíl mezi horní a dolní polovinou. K vyrovnání axiálního rozložení výkonu by bylo zapotřebí zvýšit průtok chladiva. Nevýhodou tohoto řešení je snížení výstupní teploty a nižší účinnost při předání tepla v parogenerátoru. Další možností je využití vertikálně profilovaného paliva, kdy by se v dolní polovině využilo paliva s nižším obohacením. Pro výpočet rychlého přechodového jevu není tento problém důležitý a nadále nebude řešen.

### 7.3 Simulace přechodových jevů

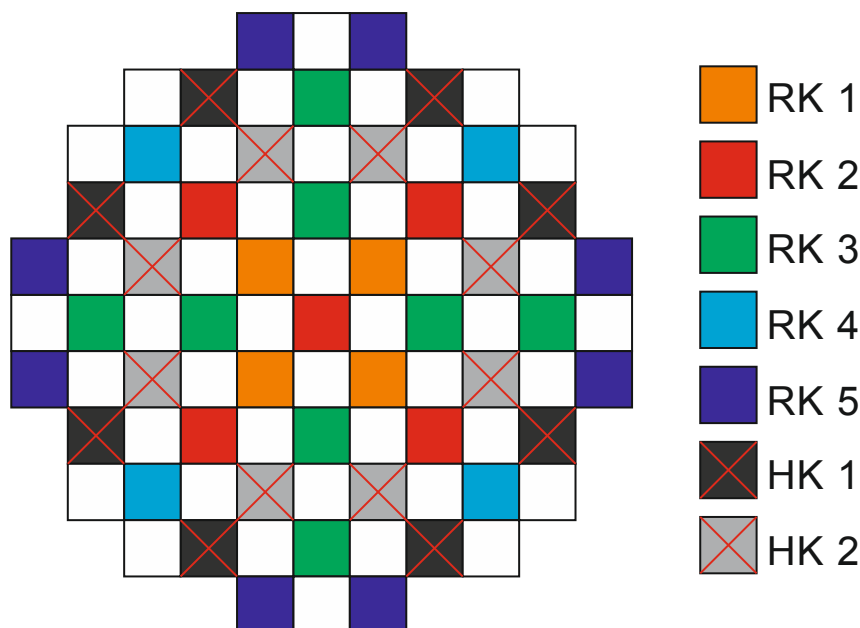
Při výskytu neobvyklého provozního stavu, při kterém by mohlo dojít k poškození reaktoru nebo k potenciálnímu uvolnění radioaktivity do okolí, dojde k havarijnímu odstavení reaktoru. Práce dále bude analyzovat některé problémy, které mohou nastat při tomto havarijním odstavením. Proběhne analýza zaseknutí skupiny havarijních a regulačních klastrů v jedné čtvrtině aktivní zóny, což bude mít za následek nerovnoměrné rozložení výkonu podél aktivní zóny, a analýza chybného vyhodnocení havarijního stavu, kdy havarijní klastry nezareagují na podnět a zůstanou vysunuté v původní pozici mimo aktivní zónu reaktoru. Tyto dva problémy budou následně porovnány s projektovaným odstavením reaktoru, kdy jsou zasunuty všechny regulační a havarijní klastry.

Každá simulace bude provedena pro časový interval 60,5 sekundy od vzniku přechodového jevu. Celkem bude provedeno 121 kvazistacionárních výpočtů, ze kterých bude následné po proložení křivkou vytvořena časová závislost jednotlivých zkoumaných parametrů. Mezi zkoumané parametry patří teplota chladiva vystupujícího z aktivní zóny, reaktivita a zbytkový výkon reaktoru.

Definice skupiny regulačních a havarijních klastrů, které jsou v čase 0,6 s po odstavení reaktoru zaseknuty v poloze 366 cm, je znázorněna na Obr. 7-9. Jedná se o 4 havarijní klastry (2 ze skupiny HK 1 a 2 ze skupiny HK 2) a o jednu regulační klastr ze skupiny RK 5. Při analýze chybného vyhodnocení havarijního stavu zůstanou všechny havarijní klastry ze skupin HK 1 a HK 2 mimo aktivní zónu. Nefunkční klastry patřící do těchto dvou skupin jsou zvýrazněny na Obr. 7-10.



Obr. 7-9 Zobrazení zaseknuté skupiny havarijních a regulačních klastrů



Obr. 7-10 Chybné vyhodnocení havarijního stavu

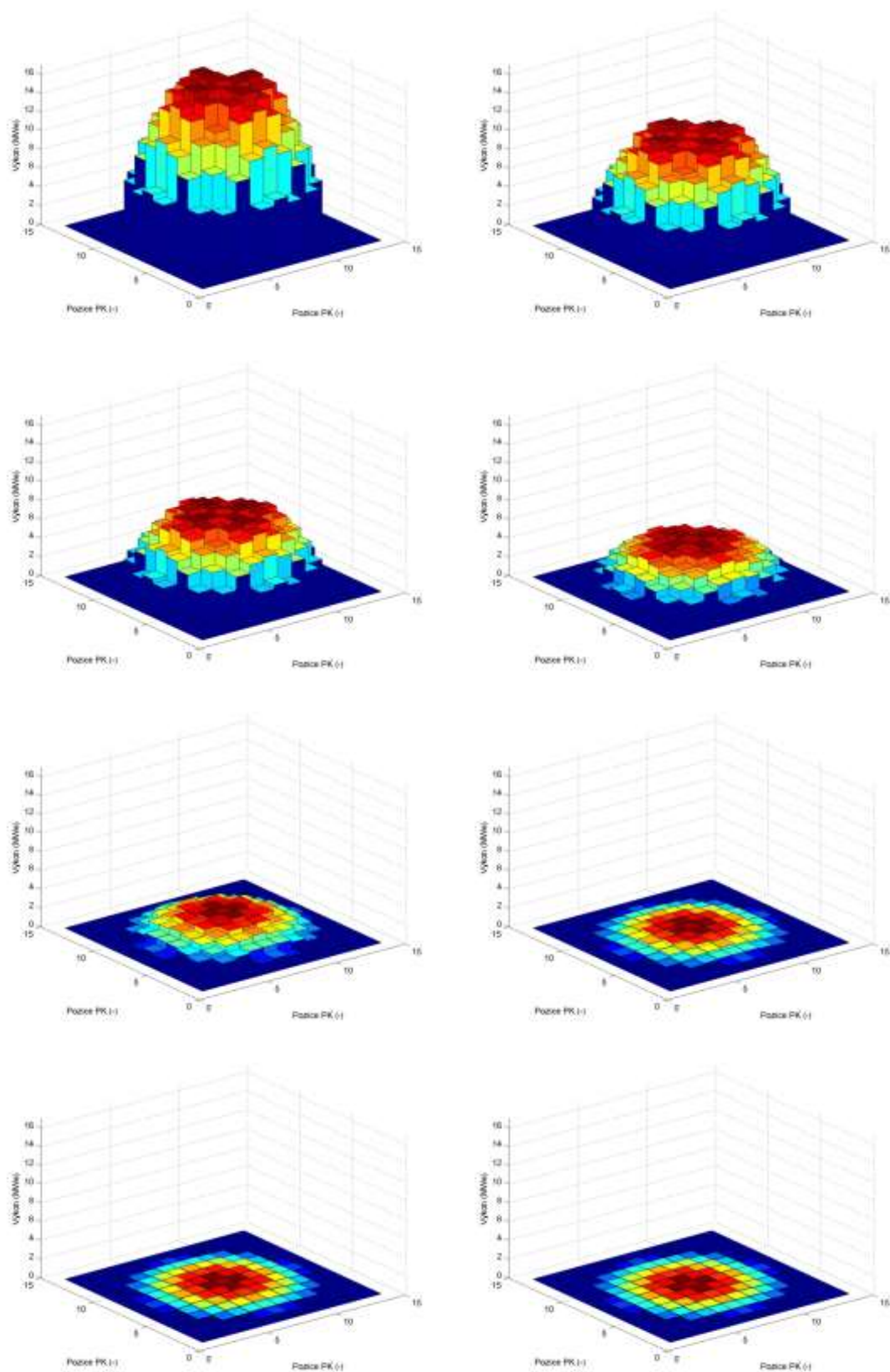
Analýza zaseknutí skupiny regulačních a havarijních klastrů je zaměřena na sledování chování reaktoru při nesymetrii v aktivní zóně. Z tohoto důvodu bylo vybráno právě těchto 5 klastrů. Dle Obr. 7-9 by měl být vybrán ještě jeden klaster ze skupiny RK 2. Tento klaster je však již při nominálním výkonu reaktoru zasunut na pozici 91 cm a jeho zaseknutí nemá zásadní vliv na velikost nesymetrie, a proto nebyl do této skupiny zahrnut. Při chybné reakci havarijních klastrů zůstanou skupiny HK 1 a HK 2 úplně mimo aktivní zónu a bude se sledovat, jestli hodnota záporné reaktivity bude dostatečná a dojde k odstavení reaktoru. Časový průběh této analýzy, pro kterou jsou zobrazeny nefunkční klastry na Obr. 7-10, je zobrazen na Obr. 7-13. Na Obr. 7-13 je vidět, že zbytkové teplo po 60,5 s po startu odstavení je několika násobně větší než při projektovaném odstavení.

Na následujících stránkách jsou sestavy grafů, které reprezentují časový průběh havarijního odstavení reaktoru. Pro každou ze tří provedených analýz bylo vybráno 8 průběžných kroků (pro časy 0 s; 1 s; 1,5 s; 2 s; 3 s; 20,5 s; 40,5 s a 60,5 s). Z grafů je patrné rozložení výkonu v aktivní zóně, v kterém palivovém souboru dochází v každém kroku k vývinu největšího tepla. Na Obr. 7-11 je zobrazen časový průběh rozložení výkonu pro projektované havarijní odstavení. Obr. 7-12 zobrazuje rozložení výkonu při zaseknutí skupiny regulačních klastrů. A na Obr. 7-13 je zobrazen časový průběh rozložení výkonu pro situaci s chybným vyhodnocením havarijního stavu.

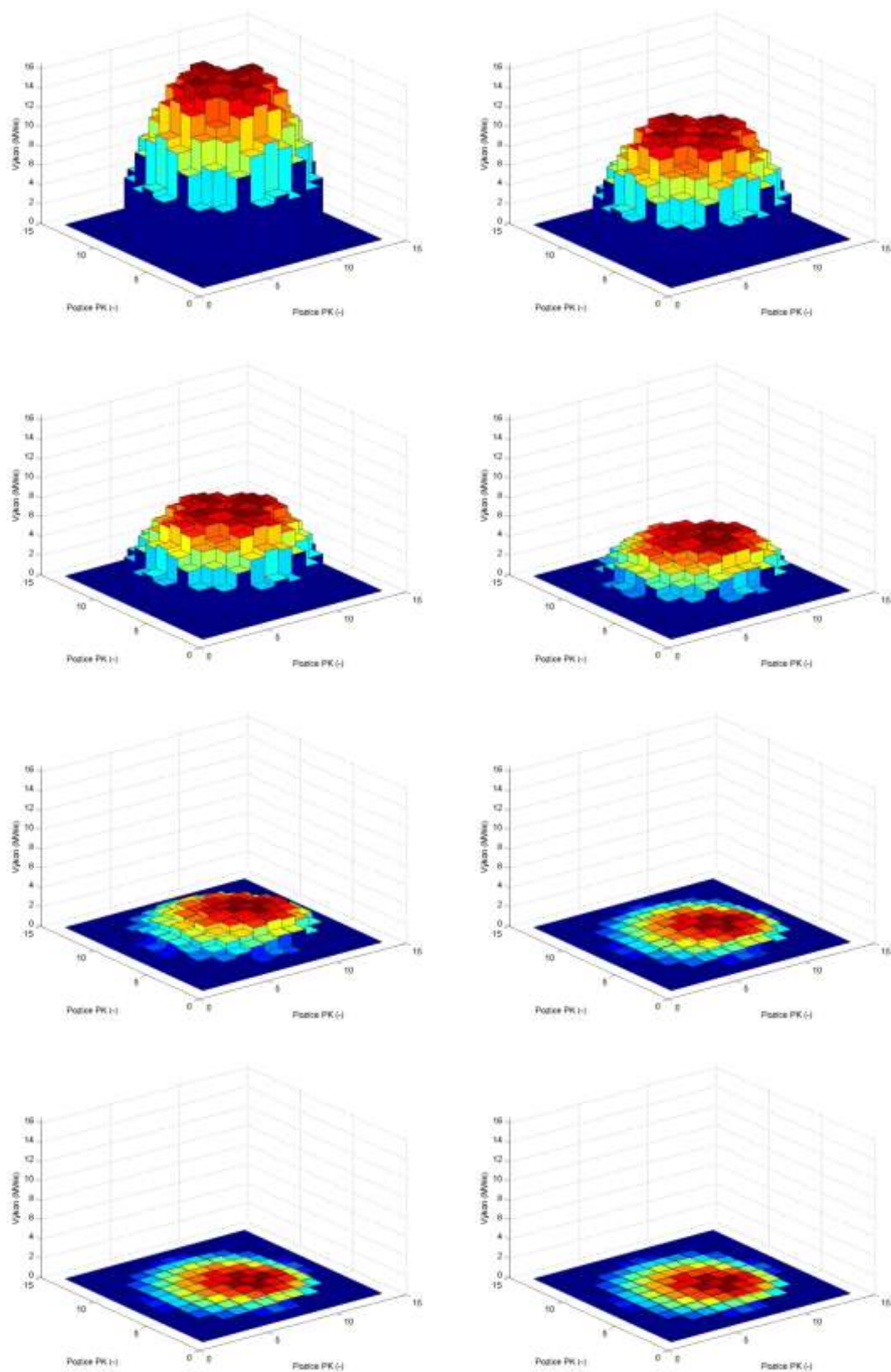
Na Obr. 7-12 je patrná nesymetrie v aktivní zóně. Z provedené analýzy však vyplývá, že vliv na celkový výkon po odstavení reaktoru je velmi malý. Vývin tepla v postižených palivových souborech se dramaticky nezvyšuje. Zvýšený vývin tepla je v hodnotách maximálně jednotek procent. Hlavním důvodem tohoto stavu je velmi vysoký počet regulačních a havarijních klastrů v aktivní zóně, které postačují k utlumení štěpné reakce.

Při situaci s chybným vyhodnocením havarijního stavu je situace závažnější než při zaseknutí několika klastrů. Dle Obr. 7-13 zbytkový výkon palivových souborů je několikanásobně vyšší než při projektovaném odstavení. I přesto však dochází k bezpečnému utlumení štěpné reakce. Hlavním problémem této situace je potřeba vyšší kapacity havarijního chlazení po odstavení reaktoru. Vývin tepla po 60,5 s v nejvýkonnějším souboru při této analýze je 1,055 MWt. Ve srovnání

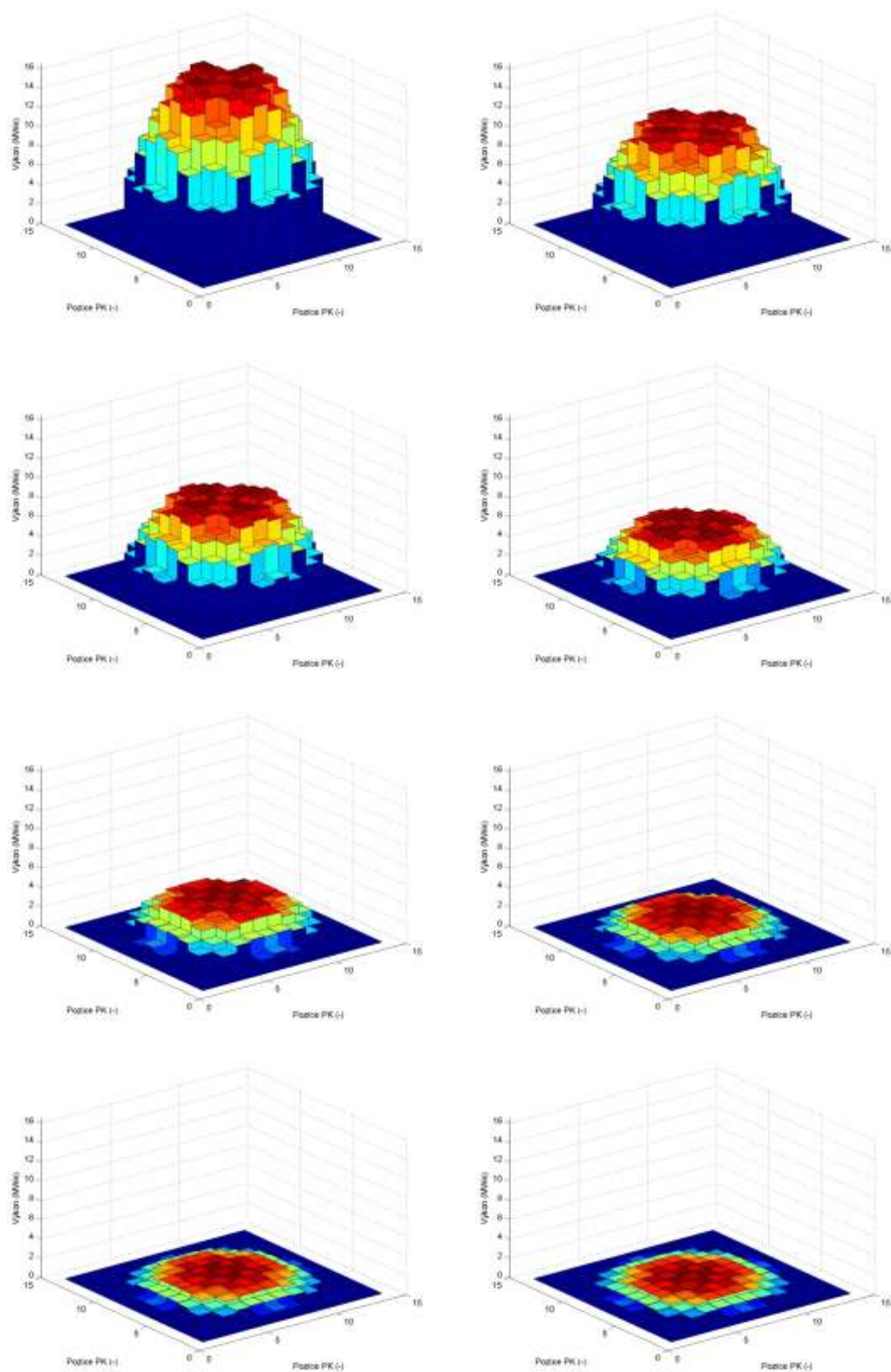
s projektovaným odstavením, při kterém je výkon nejvýkonnějšího souboru 0,352 MWt, je tento výkon 3krát vyšší.



Obr. 7-11 Časový průběh projektovaného odstavení reaktoru



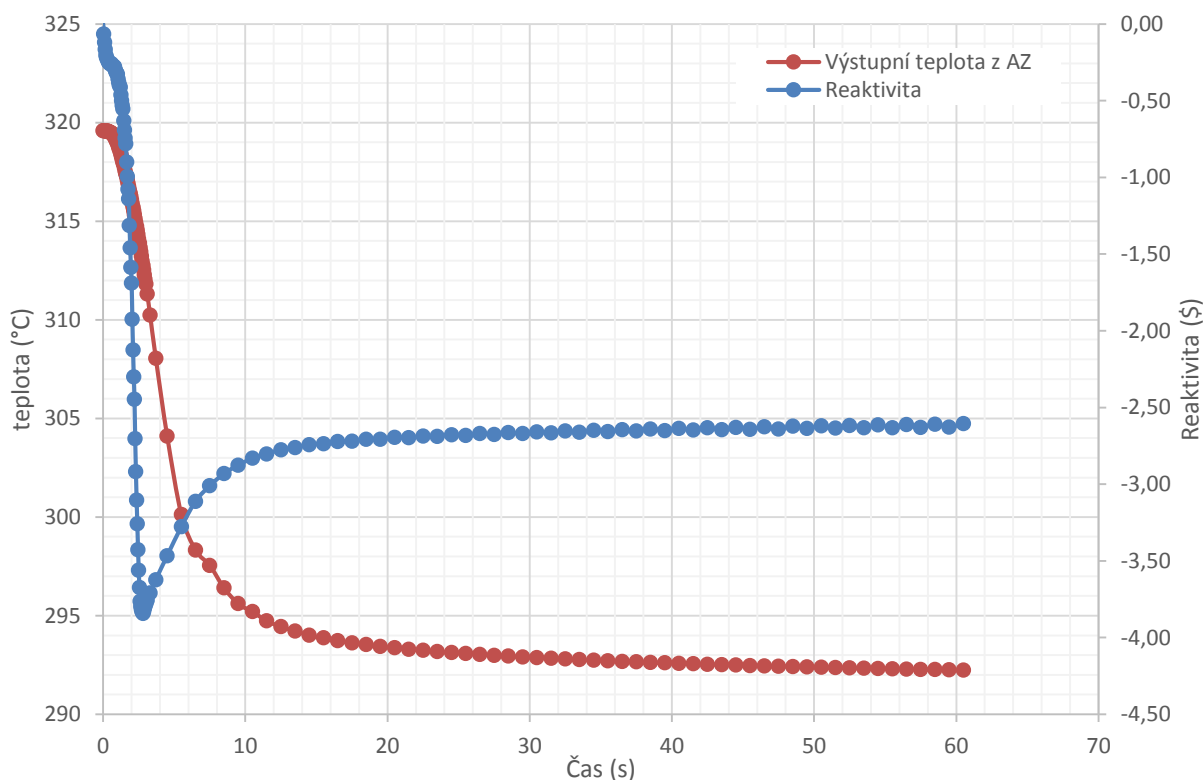
Obr. 7-12 Časový průběh odstavení reaktoru při zaseknutí skupiny klastrů



Obr. 7-13 Časový průběh při odstavení reaktoru při chybném vyhodnocení

### 7.3.1 Analýza závislosti reaktivity na teplotě<sup>26</sup>

Reaktivita je závislá na několika faktorech. Nejvíce na koncentraci kyseliny borité, na zasunutí regulačních klastrů a na teplotě moderátoru. Při havarijním odstavení reaktoru ve zkoumaných případech nedochází k zalití aktivní zóny roztokem velmi koncentrované kyseliny borité, a proto její koncentrace zůstává v celém průběhu přechodového jevu stejná a nemá vliv na reaktivitu. Další dva faktory dle Obr. 7-14 působí v různých okamžicích přechodového jevu. V prvních 3 sekundách má největší podíl na změně reaktivity zasunutí všech havarijních i regulačních klastrů. Mezi 3 a 15 sekundou přechodového jevu dochází k výraznému úbytku záporné reaktivity, která byla získána pomocí zasunutí regulačních klastrů. Od 20 sekundy přechodového jevu dochází k ustálení teploty okolo hodnoty vstupní teploty z chladné smyčky primárního okruhu a hodnota reaktivity se ustálila na -2,5 \$. Delší proces, až po úplně dochlazení reaktoru, nelze pomocí jednoduchého termohydraulického modelu, který je obsažen v neutronově-fyzikálním kódu PARCS, simulovat. Nejnižší dosažitelná teplota chladiva je vstupní teplota z chladné smyčky primárního okruhu. V analyzovaném případě 291,67 °C.

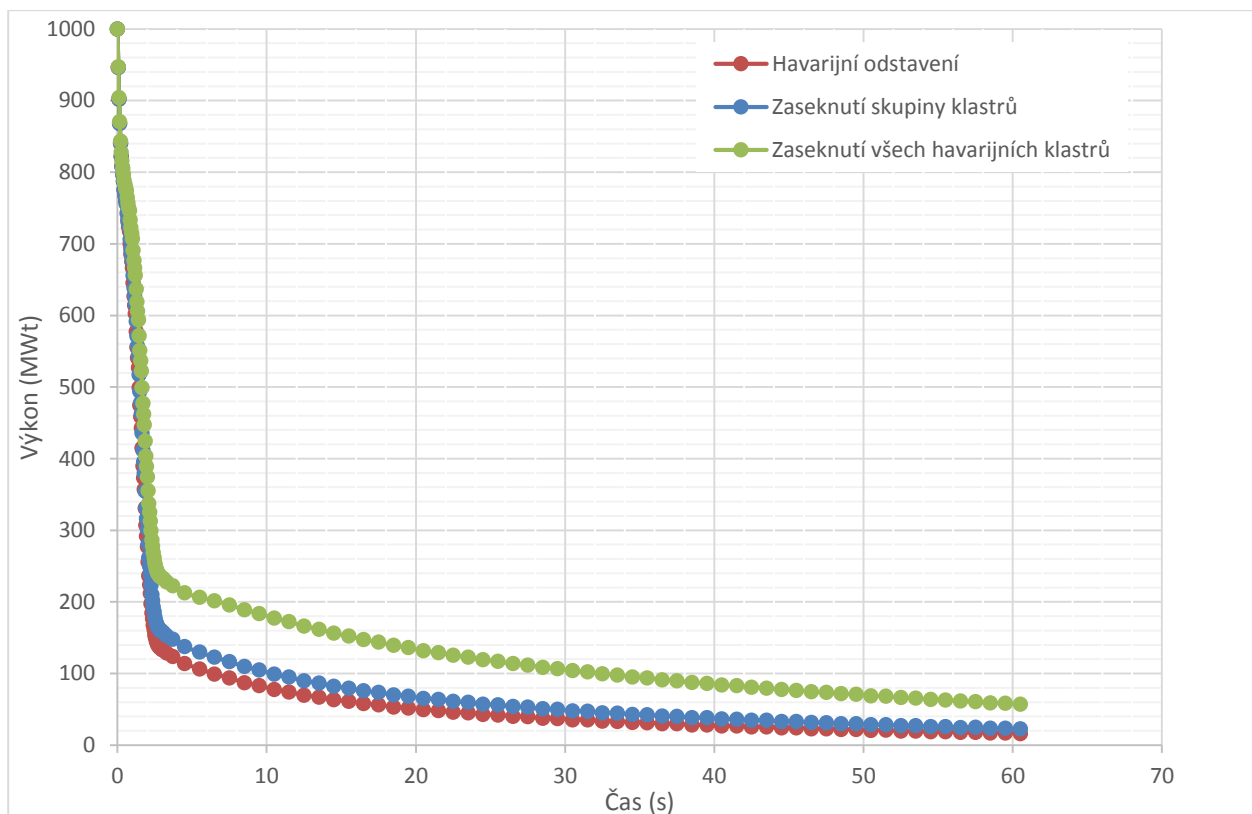


Obr. 7-14 Srovnání vlivu snížení teploty v aktivní zóně na hodnotu reaktivity při projektovaném odstavení

### 7.3.2 Srovnání důležitých parametrů havarijního odstavení

Při projektovaném odstavení reaktoru je do aktivní zóny zasunuto všech 45 regulačních a havarijních klastrů. Při této konfiguraci, ihned po zasunutí klastrů (v čase 3 s) klesne tepelný výkon na 14 % nominálního výkonu a reaktivita dosáhne hodnoty -3,84 \$. Po 60 sekundách je zbytkový výkon na úrovni 16 MWt, které jsou generovány radioaktivním rozpadem. Toto jsou základní parametry, ke kterým se budou vztahovat následující srovnání.

<sup>26</sup> Bude provedena pro projektované odstavení reaktoru.

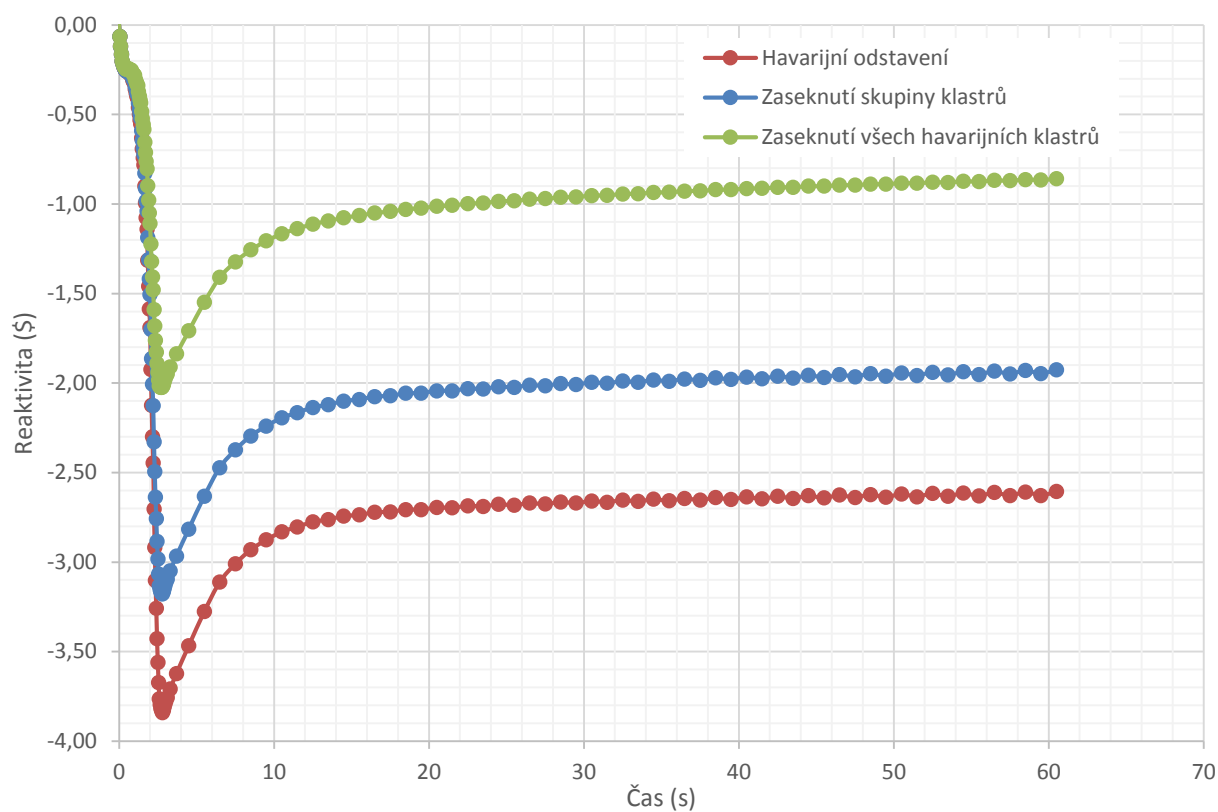


Obr. 7-15 Graf zbytkového výkonu tepla po odstavení reaktoru

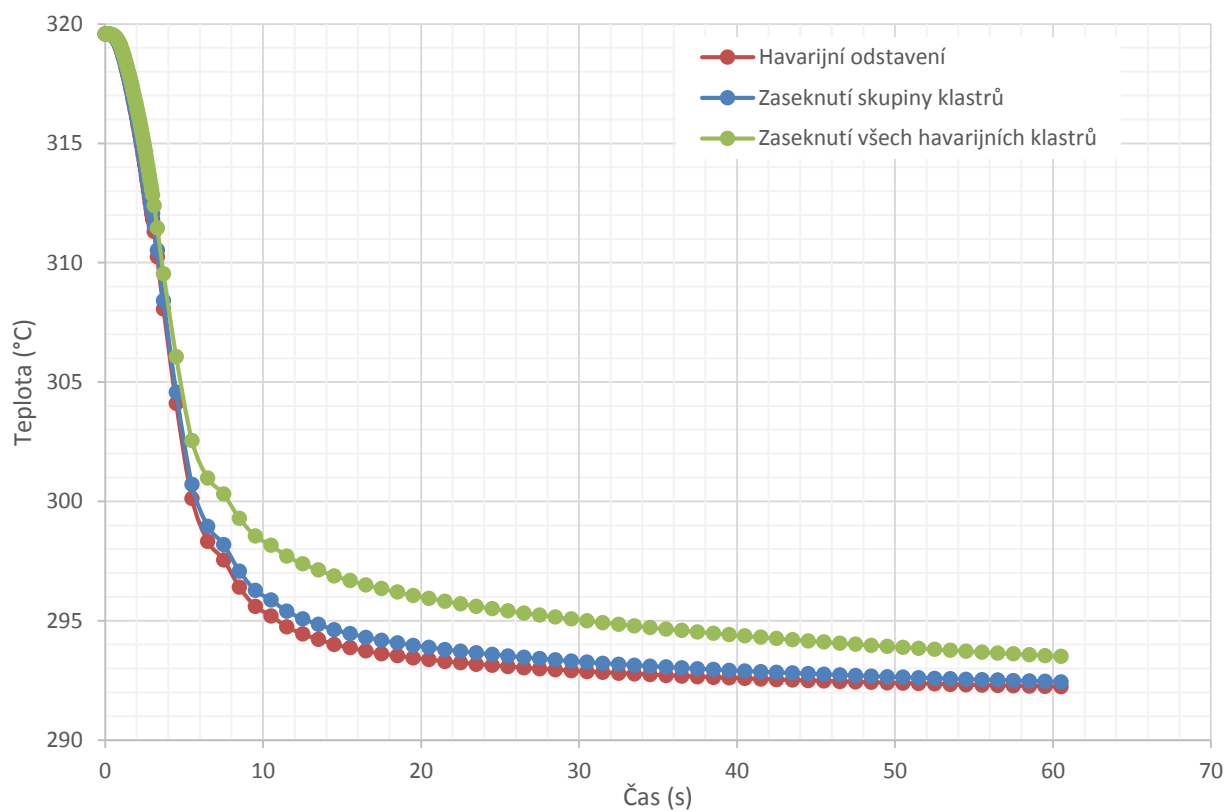
Dle předpokladů zbytkový výkon po odstavení reaktoru závisí na počtu regulačních a havarijních klastrů zasunutých do aktivní zóny. Potvrdila se robustní struktura těchto klastrů. Zaseknutí skupiny pěti klastrů nevede k zásadnímu nárůstu zbytkového výkonu. Po uplynutí 60,5 s dosahuje hodnota zbytkového výkonu, který je generovaný v aktivní zóně při zaseknutí skupiny klastrů 22,5 MWt. Tato hodnota odpovídá 1,4 násobku hodnoty při projektovaném odstavení. Při chybné reakci havarijních klastrů vzroste hodnota zbytkového výkonu v tomto okamžiku až na hodnotu 56,91 MWt, což je 3,56 násobek projektované hodnoty. Nadále však bude docházet k poklesu výkonu, nicméně úplné dochlazení zabere delší časový úsek.

Zaseknutí skupiny regulačních klastrů v pozici 366 cm nemá na proces odstavení velký vliv. Nejvíce zřetelný rozdíl je v hodnotách reaktivity (Obr. 7-16), kde dochází ke změně o 16,7 % a reaktivita v čase 3 s dosahuje hodnoty -3,18 \$. Při chybné reakci havarijních klastrů dojde ke změně reaktivity o 67 %. Hodnota změny je natolik veliká, že se již výrazně projeví na výšce zbytkového výkonu (Obr. 7-15) a na výstupní teplotě z aktivní zóny (Obr. 7-17). V obou případech však dojde k bezpečnému odstavení reaktoru.

Posledním zkoumaným parametrem je teplota chladiva vystupujícího z aktivní zóny. Při analýze projektovaného odstavení reaktoru a analýzy zaseknutí skupiny regulačních klastrů je v čase 60,5 s výstupní a vstupní teplota téměř shodná a přechodový jev ustává. Pro třetí analýzu chybné reakce havarijních klastrů je v tomto čase hodnota výstupní teploty 293,5°C, a proto přechodový jev není zcela ukončen. Rozdíl mezi vstupní a výstupní teplotou bude mít vliv na hodnotu reaktivity. Jelikož je rozdíl těchto teplot malý, nebude pokles záporné reaktivity dramatický a reaktor bude nadále snižovat výkon.



Obr. 7-16 Graf srovnání reaktivity



Obr. 7-17 Graf srovnání výstupní teploty

## 8 ZÁVĚR

V posledních dvaceti letech se výstavba nových jaderných zdrojů minimálně zpomalila, ne-li zastavila. Většina reaktorů, které jsou dnes v provozu, patří do II. generace jaderných reaktorů. Výkon těchto jednotek v mnoha případech odpovídá dnešní skupině malých a středních reaktorů. Dnes se tyto reaktory blíží konci projektované životnosti a hledá se možná náhrada za tyto zdroje. Malý jaderný reaktor nové generace je jednou z možností.

Mnoho světových společností, vědeckých organizací i univerzit vkládá do vývoje konceptu malého jaderného reaktoru velké úsilí. V České republice byla v roce 2014 provedena studie o využitelnosti SMR pro zásobování obyvatel a průmyslu nejen elektrickou energií, ale i teplem. Kogenerační výroba je velkým plusem těchto jednotek. Nižší instalovaný výkon na jednotku zvyšuje cenu jedné vyrobené kWh, a proto další průmyslové aplikace vylepšují ekonomickou bilanci elektrárny a jsou stěžejní pro širší uplatnění.

Cílem práce nebylo popisovat celou škálu pokročilých reaktorů, ale práce se zaměřila na projekty tlakovodních reaktorů. Skupina tlakovodních reaktorů je nepokročilejší skupinou SMR. Již dnes (v roce 2014) jsou ve výstavbě dvě pilotní jednotky – jednotka CAREM-25 v Argentině a jednotka KLT-40S v Rusku. Další projekty tlakovodních reaktorů v pokročilém stádiu vývoje se vyvíjejí v USA. Od roku 1989 je v USA pozměněno řízení o zisku licence, které nyní usnadňuje získání licence pro SMR. Dále byly v USA zavedeny dotace na vývoj SMR. Autor proto předpokládá, že v následujících letech se některý z těchto typů (nuScale, mPower) velmi přiblíží k realizaci. Zápornou stránkou dotačního programu je pozastavení slibných projektů, které dotaci nedostaly, zejména projektu Westinghouse SMR. Tento projekt byl vyvíjen silnou společností s výborným jaderným zázemím, což ho předurčovalo být lídrem na trhu s malými a středními reaktory.

Při vývoji jaderného reaktoru musí vyvíjející společnost provést řadu analýz a připravit podklady k žádosti o licenci na výrobu reaktoru (Design Certification). Mezi oblastmi výpočtů patří termohydraulické výpočty, neutronově-fyzikální výpočty a další.

Na poli neutronově-fyzikálních výpočtů existuje nespočetné množství výpočetních programů, tzv. kódů. Každá větší výzkumná instituce, společnost nebo univerzita vyvíjí vlastní simulační kód. Na základě velkého množství různých kódů se autor snažil shrnout nejdůležitější a nejrozšířenější kódy a popsat základní teorii, na jejímž základě simulační kódy fungují. Skupinu neutronově-fyzikálních kódů lze rozdělit na část založenou na deterministických metodách výpočtu. Druhá skupina je založena na metodě Monte Carlo. Obě metody mají své silné stránky, ale každá se hodí pro jiné druhy výpočtů.

Pro provozní výpočty, tj. pro výpočty celých aktivních zón jaderného reaktoru, jsou v dnešní době jedinou možností výpočetní kódy založené na deterministických metodách. Je to dáno velmi vysokou náročností výpočtu. V současné době se ve většině případů využívá dvou-grupové difúzní teorie. Difúzní teorie umožňuje pomocí zjednodušené transportní rovnice<sup>27</sup> provádět velmi rychle a rozsáhlé výpočty. Na základě této teorie pracuje také výpočetní kód PARCS, pomocí jehož jsou provedeny simulace v této práci.

Neutronově-fyzikální kód PARCS je určen pro simulaci krátkodobých a střednědobých přechodových jevů. Vývoj je prováděn pod záštitou NRC a v České republice se jedná o další kód, který může doplnit stávající skupinu kódů (Moby-dick, DYN3D). Autor v práci popisuje základní nastavení vstupního souboru a konstrukci výstupního souboru. Poukazuje na výhody a nevýhody

---

<sup>27</sup> Zanedbává úhlovou závislost neutronového toku.

samotného výpočetního jádra i grafické nástavby SNAP, která byla využita pro tvorbu modelu jaderného reaktoru IRIS.

Hlavními problémy práce s výpočetním kódem PARCS jsou striktní definice vstupního souboru, termohydraulické omezení dané jednoduchým TH modelem a tvorba homogenizovaných účinných průřezů. První nedostatek spojený s definicí vstupního souboru je odstraněn možností využití SNAPu. Pro detailnější analýzy do budoucna autor doporučuje propojení s termohydraulickým kódem TRACE, který dovoluje vytvoření detailního TH modelu celého primárního okruhu elektrárny.

Po vytvoření modelu autor provedl výpočet ustáleného chodu reaktoru, kde byly definovány pozice dvou skupin HK 1 a HK 3 na předem dané pozici. Kritický stav reaktoru byl dosažen pomocí změny koncentrace kyseliny borité. Výsledná koncentrace je 2,83 g/l, což je hluboko pod provozními stavy komerčních reaktorů, což skýtá možnost využití více obohaceného paliva (až 4,95 %) pro prodloužení délky kampaně. Výstupní teplota chladiva z aktivní zóny dosahuje hodnoty 319,58 °C a od specifikací výrobce se liší o 1,17 °C. Tento rozdíl ukazuje, že model lze do budoucna vylepšit, popřípadě zdokonalit TH model pomocí kódu TRACE.

Tento ustálený stav reaktoru byl následně využit jako výchozí pro výpočet přechodového jevu – havarijního odstavení reaktoru. Hlavním důvodem provedení výpočtu havarijního odstavení reaktoru bylo ověřit a potvrdit bezpečnost a robustnost zvolené koncepce reaktoru. Pro ověření byla provedena simulace odstavení reaktoru s nižším počtem havarijních klastrů. Z analýzy vyplynulo, že počet regulačních a havarijních klastrů v aktivní zóně byl zvolen velmi konzervativně. Dokonce samotné regulační klastry (29 klastrů z celkem 45) dokáží bezpečně odstavit reaktor. Výsledné časové závislosti zbytkového výkonu reaktoru a hodnoty záporné reaktivity v grafech v kapitole 7.3 dokládají, že dojde k bezproblémovému odstavení při každé poruše, která byla simulována.

Vylepšení stávajícího modelu reaktoru IRIS a doplnění o TH model TRACE bude předmětem další autorovy práce.

## POUŽITÁ LITERATURA

- [1] Advanced Reactors and Small Modular Reactors. *US.NRC* [online]. 2013 [cit. 2014-05-04]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced.html>
- [2] ARNOLD, William. The B&W mPower™ SMR Full-Plant Simulator. In: *PowerPlant Simulation Conference* [online]. 2013 [cit. 5.1.2013]. Dostupné z: <http://scs.org/upload/documents/conferences/powerplantsim/2013/presentations/nuclear/Paper%20%20-%20mPower%20PowerPlantSim2013%20012413f.pdf>
- [3] B&W mPower™. *U.S. NRC* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/mpower.html>
- [4] BIELAJEW, Alex. *Chapter 1: History of Monte Carlo*. Michigan, 2011. Dostupné z: <http://www-personal.umich.edu/~bielajew/chapter1withGraphics.pdf>
- [5] BOUCNÍK, P.: Simulace mikrostruktury s ohledem na dosažení požadovaných vlastností odlitků. Disertační práce. VUT FSI, Brno, 2002
- [6] CACUCI, Dan. *Handbook of nuclear engineering*. London: Springer, 2010, 5 v. ISBN 978-038-7981-499.
- [7] CARELLI, Mario. IRIS: A global approach to nuclear power renaissance. *Nuclear news* [online]. La Grange Park: American Nuclear Society, 2013 [cit. 2014-05-04]. Dostupné z: <http://www3.ans.org/pubs/magazines/nn/pdfs/2003-9-3.pdf>
- [8] COYNE, Philip. *Addressing How Light Water Small Modular Reactors Should be Licensed*. Michigan, 2010, 40 s. Dostupné z: <http://www.wise-intern.org/journal/2010/PhilipCoyneWISE2010.pdf>
- [9] ČVUT FJFI. *Reaktorová fyzika I*. [online]. Praha, 2004 [cit. 2014-05-21]. Dostupné z: [http://www.fjfi.cvut.cz/reaktorova\\_fyzika1/](http://www.fjfi.cvut.cz/reaktorova_fyzika1/)
- [10] DAVIS, Will. Argentina carries torch for SMR construction. *ANS Nuclear Cafe* [online]. 2014 [cit. 2014-05-04]. Dostupné z: <http://ansnuclearcafe.org/2014/02/13/carem-25-carries-torch-for-smr-construction/>
- [11] *Development of a new Monte Carlo reactor physics code* [online]. Espoo: VTT, 2007 [cit. 2014-01-08]. ISBN 978-951-3870-195. Dostupné z: <http://www.vtt.fi/inf/pdf/publications/2007/P640.pdf>
- [12] Development of Serpent. VTT. *PSG2 / Serpent - A Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code* [online]. 2013 [cit. 2014-01-08]. Dostupné z: <http://montecarlo.vtt.fi/development.htm>
- [13] DOWNAR, T, Y XU a V SEKER. *PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator*. 2010, 161 s. Dostupné z: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1016/ML101610098.pdf>
- [14] DUBŠEK, František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. 1. vyd. Brno: VUT, 1990. 303 s. ISBN 80-214-0077-3.
- [15] Finnemann, H., Galati, A., “NEACRP 3-D LWR Core Transient Benchmark,” NEACRPL-335, October 1991, <http://www.nea.fr/html/science/docs/1991/>.
- [16] FRANCESCHINI, Fausto. *ADVANCED FUEL CYCLES FOR LIGHT WATER REACTORS*. Pisa, Itálie, 2006. Disertační. UNIVERSITA' DI PISA.
- [17] FUKAMI, M., V., I.; SANTECCHIA, A. Carem Project: Innovative Small PWR [on line]. In Progress in Nuclear Energy. Great Britain : Elsevier, 2000 [cit. 2011-11-24]. Dostupné

- z:<https://smr.inl.gov/Document.ashx?path=DOCS%2fSMR+technologies%2fLWR%2fCAREMFUKAMI.pdf>
- [18] *Generation mPower* [online]. 2012 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.generationmpower.com/>
  - [19] GIBSON, Nathan a Benoit FORGET. On the stability of the Discrete Generalized Multigroup method. In: *Annals of nuclear energy*. Massachusetts Institute of Technology, 2014, s. 11. ISSN 0306-4549. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0306454913006294>
  - [20] GLASSTONE, Samuel. *Základy inženýrstva jadrových reaktorov*. Bratislava: Vydavateľstvo slovenskej akadémie vied, 1961.
  - [21] GOLDBERG, Stephen a Robert ROSNER. *Nuclear Reactors: Generation to Generation* [online]. 2011 [cit. 2014-05-21]. ISBN 0-87724-090-6. Dostupné z: <http://www.amacad.org/multimedia/pdfs/publications/researchpapersmonographs/nuclearReactors.pdf>
  - [22] GULER, C., S. LEVINE, K. IVANOV, J. SVARNY, V. KRYSL, P. MIKOLAS a J. SUSTEK. Development of the VVER core loading optimization system. *Annals of Nuclear Energy* [online]. 2004, vol. 31, issue 7, s. 747-772 [cit. 2014-04-03]. DOI: 10.1016/j.anucene.2003.09.005. Dostupné z: <http://linkinghub.elsevier.com/retrieve/pii/S0306454903002834>
  - [23] HAVLUJ, František. *Příprava jaderných dat pro kód ANDREA*. Praha, 2011.
  - [24] HAVLUJ, František a Radim VOČKA. ÚSTAV JADERNÉHO VÝZKUMU ŘEŽ. *Abstrakt výpočtového programu ANDREA*. Praha, 2013.
  - [25] HENNART, Edited by J.P. *Numerical analysis proceedings of the Fourth IIMAS workshop held at Guanajuato, Mexico, July 23-27, 1984*. Berlin: Springer-Verlag, 1986. ISBN 978-354-0473-794.
  - [26] HOLTEC INTERNATIONAL COMPANY. *SMR: Holtec International Company* [online]. 2012 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.smrlc.com/index.html>
  - [27] HOLTEC INTERNATIONAL. *Holtec Technical Bulletin*. USA, 2012. Dostupné z: <http://www.smrlc.com/download/htb-015-hi-smur-rev3.pdf>
  - [28] Holtec SMR-160. *U.S. NRC* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/holtec.html>
  - [29] HURSIN, Mathieu a Thomas DOWNAR. PWR CONTROL ROD EJECTION ANALYSIS WITH THE MOC CODE DECART. [online]. [cit. 2014-05-07]. Dostupné z: [http://goneri.nuc.berkeley.edu/jiw-ntas/Student%20Papers/mhursin\\_paper\\_f.pdf](http://goneri.nuc.berkeley.edu/jiw-ntas/Student%20Papers/mhursin_paper_f.pdf)
  - [30] IAEA. *PRIS - Power Reactor Information System* [online]. 2014 [cit. 2014-05-04]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/pris/>
  - [31] IAEA. *STATUS OF SMALL AND MEDIUM SIZED REACTOR DESIGNS* [online]. 2012 [cit. 2014-05-04]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/SMR/files/smr-status-sep-2012.pdf>
  - [32] IVANOV, Boyaon. *METHODOLOGY FOR EMBEDDED TRANSPORT CORE CALCULATION* [online]. Pennsylvania, 2007 [cit. 2014-01-08]. Dostupné z: <https://etda.libraries.psu.edu/paper/7970/3261>. Dizertační práce. The Pennsylvania State University.

- [33] IVANOV, Konstadin. THE PENNSYLVANIA STATE UNIVERSITY. *Neutron Transport Theory: Sample Lesson*. Pennsylvania, 2009. Dostupné z: [http://www.engr.psu.edu/cde/courses/nuce521/nuce521\\_chapter1\\_reading.pdf](http://www.engr.psu.edu/cde/courses/nuce521/nuce521_chapter1_reading.pdf)
- [34] KOZLOWSKI, Tomas. *Features and Limitations of nodal core simulator codes*. Praha, 2013.
- [35] KOZLOWSKI, Tomasz a Thomas DOWNAR. *OECD/NEA AND U.S. NRC PWR MOX/UO2 CORE TRANSIENT BENCHMARK* [online]. 2003 [cit. 2014-05-17]. Dostupné z: [https://engineering.purdue.edu/PARCS/MOX\\_Benchmark/Benchmark\\_Description/mox\\_bench\\_spec.pdf](https://engineering.purdue.edu/PARCS/MOX_Benchmark/Benchmark_Description/mox_bench_spec.pdf)
- [36] LAMARSH, John R a Anthony John BARATTA. *Introduction to nuclear engineering*. 3rd ed. Upper Saddle River, N.J.: Prentice Hall, c2001, xv, 783 p. ISBN 02-018-2498-1.
- [37] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. *An Introduction to the ENDF Formats* [online]. 1998 [cit. 2014-03-24]. Dostupné z: <http://t2.lanl.gov/nis/endf/title.html>
- [38] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. *Initial MCNP6 Release Overview - MCNP6 version 1.0*. 2013, 43 s. Dostupné z: <http://permalink.lanl.gov/object/tr?what=info:lanl-repo/lareport/LA-UR-13-22934>
- [39] LOS ALAMOS NATIONAL LABORATORY. *MCNPTM—A General Monte Carlo N-Particle Transport Code*. 2000, 724 s. Dostupné z: <http://library.lanl.gov/cgi-bin/getfile?00818065.pdf>
- [40] PARCS\_PURDUE\_ADVANCED\_REACTOR\_CORE\_SIMULATOR. *PHYSOR 2002* [online]. 2002 [cit. 2014-01-08]. Dostupné z: [http://www.researchgate.net/publication/228437525\\_PARCS\\_PURDUE\\_ADVANCED\\_REACTOR\\_CORE\\_SIMULATOR](http://www.researchgate.net/publication/228437525_PARCS_PURDUE_ADVANCED_REACTOR_CORE_SIMULATOR)
- [41] PETROVIC, Bojan. PIONEERING ROLE OF IRIS IN THE RESURGENCE OF SMALL MODULAR REACTORS. In: *Nuclear technology* [online]. 2012 [cit. 4.5.2014]. ISBN 0029-5450ISSN 0029-5450. Dostupné z: [http://shadow.eas.gatech.edu/~kcobb/energy/GuestLectures2013/IRIS%20\(Nuclear%20Technology%202012%20-%20Petrovic%20et%20al\).pdf](http://shadow.eas.gatech.edu/~kcobb/energy/GuestLectures2013/IRIS%20(Nuclear%20Technology%202012%20-%20Petrovic%20et%20al).pdf)
- [42] RAGHEB, M. *Point Reactor Kinetics*. 2014. Dostupné z: <http://mragheb.com/NPRE%20402%20ME%20405%20Nuclear%20Power%20Engineering/Point%20Reactor%20Kinetics.pdf>
- [43] REUSS, Paul. *Neutron physics* [online]. Les Ulis, France: EDP Sciences, 2008 [cit. 2014-05-04]. ISBN 978-275-9800-414. Dostupné z: [http://f3.tiera.ru/2/P\\_Physics/PQft\\_Quantum%20field%20theory/PQcd\\_Quantum%20chromodynamics/Reuss%20P.%20Neutron%20physics%20\(EDP%20Sciences,%202008\)\(ISBN%209782759800414\)\(696s\)\\_PQcd\\_.pdf](http://f3.tiera.ru/2/P_Physics/PQft_Quantum%20field%20theory/PQcd_Quantum%20chromodynamics/Reuss%20P.%20Neutron%20physics%20(EDP%20Sciences,%202008)(ISBN%209782759800414)(696s)_PQcd_.pdf)
- [44] Rusové vypravili první plovoucí jadernou elektrárnu. *AtomInfo* [online]. 2013 [cit. 2014-01-04]. Dostupné z: <http://phys.org/news/2013-07-russians-deploy-nuclear-power.html>
- [45] STUDSVIK SCANDPOWER, Inc. *THE HELIOS-2 LATTICE PHYSICS CODE* [online]. 2008 [cit. 2014-05-05]. Dostupné z: <http://www.studsvik.com/SharepointFiles/The%20HELIOS-2%20Lattice%20Physics%20Code.pdf>
- [46] YIRKA, Bob. Russians to deploy floating nuclear power plant. [online]. 2013 [cit. 2014-01-04]. Dostupné z: <http://phys.org/news/2013-07-russians-deploy-nuclear-power.html>

- [47] Tennessee Valley Authority (TVA) Clinch River Site. *U.S. NRC* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/clinch-river.html>
- [48] The Westinghouse Small Modular Reactor. In: *Westinghouse SMR* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: [http://westinghousenuclear.com/smr/Westinghouse\\_SMR\\_Brochure.pdf](http://westinghousenuclear.com/smr/Westinghouse_SMR_Brochure.pdf)
- [49] *Three-Dimensional Rod Ejection Accident Peak Fuel Enthalpy Analysis Methodology*, EPRI, Palo Alto, CA, and Duke Energy Company, Charlotte, NC:2002. 1003385.
- [50] THORLAKSEN. *Analysis of Control Rod Ejection Accidents in Large Boiling Water Reactors*. Denmark: Riso National Laboratory, 1976.
- [51] TORGERSON HIATT, Matthew. *TXSAMC (TRANSPORT CROSS SECTIONS FROM APPLIED MONTE CARLO): A NEW TOOL FOR GENERATING SHIELDED MULTIGROUP NEUTRON CROSS SECTIONS*. Texas, 2007. Dostupné z: <http://repository.tamu.edu/bitstream/handle/1969.1/ETD-TAMU-1945/HIATT-THESIS.pdf?sequence=1>. Diplomová práce. Texas A&M University.
- [52] ÚSTAV JADERNÉHO VÝZKUMU ŘEŽ. *Abstrakt výpočtového programu DYN3D*. Praha, 2011.
- [53] Westinghouse Small Modular Reactor (SMR). *U.S. NRC* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reactors/advanced/smr.html>