



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

GRAFICKÉ ZPRACOVÁNÍ VÝSLEDKŮ SIMULACÍ REAKTORU VVER 1000

GRAPHICAL PROCESSING OF VVER 1000 SIMULATION RESULTS

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Peter Kiš Bandi

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Jitka Matějková

BRNO 2016



Bakalářská práce

bakalářský studijní obor **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Peter Kiš Bandi

ID: 167663

Ročník: 3

Akademický rok: 2015/16

NÁZEV TÉMATU:

Grafické zpracování výsledků simulací reaktoru VVER 1000

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Seznamte se s technologií jaderného reaktoru VVER 1000 a konstrukcí aktivní zóny.
2. Seznamte se s programem PARCS, který se používá pro simulace abnormálních a havarijních stavů jaderných reaktorů. Dále s grafickým rozhraním SNAP a AptPlot, které umožňuje grafické zpracování výsledků simulací.
3. Detailněji se seznamte s výstupními soubory simulací provedených v PARCS.
4. Na základě získaných znalostí vytvořte komplexní grafický model reaktoru VVER 1000 v programu SNAP a AptPlot.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího práce

Termín zadání: 8.2.2016

Termín odevzdání: 24.5.2016

Vedoucí práce: Ing. Jitka Matějková

Konzultant bakalářské práce:

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D., předseda oborové rady

UPOZORNĚNÍ:

Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské 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 citácia práce:

KIŠ BANDI, P. *Grafické zpracování výsledků simulací reaktoru VVER 1000*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2016. 46 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Jitka Matějková.

Ako autor uvedenej bakalárskej práce ďalej prehlasujem, že v súvislosti s vytvorením tejto bakalárskej práce som neporušil autorské práva tretích osôb, zvlášť som nezasiahol nedovoleným spôsobom do cudzích autorských práv osobnostných a som si plne vedomý následkov porušenia ustanovení § 11 a nasledujúcich autorského zákona č. 121/2000 Sb., vrátane možných trestnoprávných dôsledkov vyplývajúcich z ustanovení časti druhej, hlavy VI. Díl 4 Trestního zákoníku č. 40/2009 Sb.

Ďakujem Ing. Jitke Matějkovej za cenné rady a pomoc pri vypracovaní práce.

.....

ABSTRAKT

Táto bakalárska práca popisuje konštrukciu aktívnej zóny jadrového reaktora VVER 1000 a zaoberá sa spracovaním výsledkov z výpočtov neutrónového kódu PARCS v rozhraní SNAP. V dnešnej dobe je pri návrhu alebo zmenách na jadrovom reaktore dôležité vopred si overiť správanie budúceho nového alebo zmeneného zariadenia. Na to slúžia rôzne výpočtové programy určené špeciálne na tieto výpočty. Na prácu s nimi je ale potrebné rozumieť konštrukcii aktívnej zóny, aby používateľ vedel, čo sa počíta a porozumel výsledkom výpočtu. Tie môžu byť buď vo forme textových súborov, alebo je ich možné spracovať do podoby grafov alebo animácií pomocou rôznych aplikácií, v prípade tejto práce v rozhraní SNAP.

KLÚČOVÉ SLOVÁ: reaktor; aktívna zóna; VVER 1000; SNAP; AptPlot; PARCS; spracovanie výsledkov;

ABSTRACT

This bachelor thesis describes core design of nuclear reactor VVER 1000 and deals with processing of results calculated by neutronics code PARCS in SNAP application suite. Nowadays, while designing or modifying nuclear reactor, it is very important to verify behavior of newly designed or modified parts in anticipation. For this purpose there are various computing programmes designed especially for these computations. However, to work with them is necessary to be familiar with the construction of the reactor core, because it is important to understand the results of the calculations. These can be shown either in form of text files or processed into form of graphs and animations using various applications, in this case in SNAP application suite.

KEY WORDS: reactor; reactor core; VVER 1000; SNAP; AptPlot; PARCS; results processing

OBSAH

ZOZNAM OBRÁZKOV.....	8
ZOZNAM TABULIEK.....	9
ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK.....	10
1 ÚVOD.....	11
2 TECHNOLOGIE JADROVÝCH REAKTOROV.....	12
2.1 TYPY ENERGETICKÝCH REAKTOROV.....	12
2.2 VÝVOJ REAKTOROV VVER.....	13
3 FYZIKÁLNY PRINCÍP FUNGOVANIA REAKTORU VVER.....	15
3.1 ŠTIEPNA REŤAZOVÁ REAKCIA.....	15
3.2 MODERÁTOR.....	15
3.3 SCHOPNOSŤ UDRŽANIA REAKCIE.....	16
4 REAKTOR VVER 1000.....	17
4.1 POUŽITIE VO SVETE.....	17
4.2 PRIMÁRNY OKRUH.....	18
4.2.1 KONTAJNMENT.....	19
4.2.2 PAROGENERÁTORY A HLAVNÉ CIRKULAČNÉ ČERPADLÁ.....	19
4.2.3 KOMPENZÁTOR OBJEMU A BARBOTÁŽNA NÁDRŽ.....	19
5 KONŠTRUKCIA AKTÍVNEJ ZÓNY REAKTORA VVER 1000.....	20
5.1 TLAKOVÁ NÁDOBA.....	21
5.2 HORNÝ BLOK.....	22
5.3 ŠACHTA REAKTORU.....	22
5.4 BOČNÝ PLÁŠŤ AKTÍVNEJ ZÓNY.....	23
5.5 BLOK OCHRANNÝCH RÚR.....	23
5.6 PALIVOVÉ SÚBORY.....	24
5.6.1 KONŠTRUKCIA SÚBORU.....	25
5.6.2 PALIVOVÝ PRÚTIK.....	25
5.6.3 PALIVOVÉ PELETKY.....	26
5.7 REGULAČNÉ KLASTRE.....	26
6 BEZPEČNOSŤ.....	27
6.1 STAVY ELEKTRÁRNE.....	27
6.2 BEZPEČNOSTNÉ ANALÝZY.....	27
6.3 POČÍTAČOVÉ KÓDY U.S.NRC.....	28
6.3.1 TERMOHYDRAULICKÉ KÓDY.....	28
6.3.2 NEUTRÓNOVÝ KÓD PARCS.....	29
6.3.3 COUPLING.....	29
6.4 VÝSTUPNÉ SÚBORY KÓDU PARCS.....	30
6.4.1 TYPY VÝSTUPNÝCH SÚBOROV.....	30

6.4.2 HLAVNÝ VÝSTUPNÝ SÚBOR	31
7 PROGRAMY NA SPRACOVANIE VÝSLEDKOV	34
7.1 SNAP	34
7.1.1 MODEL EDITOR	34
7.1.2 JOB STATUS	35
7.1.3 CONFIGURATION TOOL	36
7.2 APTPLOT	36
8 SPRACOVANIE VÝSLEDKOV SIMULÁCIE	37
8.1 ANIMAČNÝ MODEL V SNAP	37
8.2 SPRACOVANIE VÝSLEDKOV POMOCOU APTPLOT.....	40
9 ZÁVER.....	42
POUŽITÁ LITERATÚRA	43

ZOZNAM OBRÁZKOV

<i>Obr. 2-1: Generácie reaktorov VVER [4]</i>	13
<i>Obr. 3-1: Reťazová reakcia štiepenia atómov v ^{235}U [8]</i>	15
<i>Obr. 4-1: Primárny okruh reaktora VVER 1000 [13]</i>	18
<i>Obr. 5-1: Rez reaktorom VVER 1000 (vľavo) a schematické znázornenie v reze (vpravo) [19]</i> ...	20
<i>Obr. 5-2: Rez tlakovou nádobou reaktora VVER 1000 [16]</i>	21
<i>Obr. 5-3: Šachta aktívnej zóny [16]</i>	22
<i>Obr. 5-4: Detail prúdenia chladiva cez eliptické dno [22]</i>	23
<i>Obr. 5-5: Rez bloku ochranných trubíc [16]</i>	24
<i>Obr. 5-6: Schéma rozmiestnenia palivových súborov</i>	24
<i>Obr. 5-7: Palivový súbor typu TSVA-T (vpravo) palivový prútik (vľavo) [26]</i>	25
<i>Obr. 6-1: Schéma fungovania prídavných modulov pre PARCS</i>	30
<i>Obr. 6-2: Príklad zobrazenia vstupného echa</i>	31
<i>Obr. 6-3: Znázornenie geometrie AZ vrátane označenia jednotlivých súborov</i>	32
<i>Obr. 6-4: Príklad zobrazenia výpočtu Steady State</i>	33
<i>Obr. 7-1: Základné rozloženie okna modulu Model Editor</i>	35
<i>Obr. 7-2: Rozhranie modulu Job Status</i>	35
<i>Obr. 8-1: Zobrazenie pohľadu Porovnanie v čase $t=0.0$ s</i>	37
<i>Obr. 8-2: Zobrazenie pohľadu Výkon v čase $t=0.5$ s</i>	38
<i>Obr. 8-3: Zobrazenie pohľadu Teplota v čase $t=5.0$ s</i>	39
<i>Obr. 8-4: Značenie regulačných klastrov v simulácii</i>	40
<i>Obr. 8-5: Graf zmeny výkonu v AZ pri vystreľovaní regulačných klastrov</i>	41
<i>Obr. 8-6: Graf zmeny reaktivity v AZ pri vystreľovaní regulačných klastrov</i>	41

ZOZNAM TABULIEK

<i>Tab. 4-1: Zoznam reaktorov typu VVER 1000 podľa databázy PRIS ku dňu 20.3.2016</i>	<i>17</i>
<i>Tab. 5-1: Parametre reaktoru VVER 1000 [8]</i>	<i>20</i>
<i>Tab. 5-2: Parametre palivového súboru TSV A-T [25].....</i>	<i>26</i>
<i>Tab. 8-1: Poloha regulačných klastrov v konkrétnom čase</i>	<i>39</i>

ZOZNAM SYMBOLOV A SKRATIEK

E_r	[eV]	energia rýchlych neutrónov
E_t	[eV]	energia tepelných neutrónov
k_{ef}	[-]	efektívny multiplikačný koeficient
ρ	[-]	reaktivita
AZ		aktívna zóna
BDBA		beyond design basis accident
BN		barbotážna nádrž
BWR		boiling water reactor
DBA		design basis accident
ETE		elektrárň Temelín
GCR		gas cooled reactor
HCČ		hlavné cirkulačné čerpadlo
HWR		heavy water reactor
IAEA		ultiplikačný koeficient
KO		kompensátor objemu
LWR		light water reactor
NRC		Nuclear Regulatory Commision
PARCS		Purdue advanced reactor core simulator
PO		primárny okruh
PRIS		Power reactor information system
PWR		pressurized Water Reactor
SNAP		Symbolic nuclear analysis package
TRACE		Trac relap5 advanced computational engine
UNGG		uranium naturel graphite gaz
VVER		vodou moderovaný vodou chladený energetický reaktor

1 ÚVOD

Najdôležitejší aspekt prevádzky jadrových zariadení a ich využívania v prospech spoločnosti, je bezpečnosť. Aby bola zaručená čo najväčšia bezpečnosť prevádzky, musí človek pochopiť nielen princíp štiepnej jadrovej reakcie, ale aj všetky javy, ktoré súvisia s chodom elektrárne. Tým sú napríklad regulácia výkonu, odvod tepla z reaktora, fyzické správanie všetkých materiálov, ktoré sú v styku s reakciou a mnohé iné. Existuje preto veľa rôznych dizajnov ako elektrární, tak aj reaktorov, ktoré riešia problematiku rozdielnym spôsobom. Táto práca sa bude zaoberať primárne reaktorom typu VVER 1000 čo je ľahkou vodou moderovaný aj chladený reaktor. Dva bloky reaktoru VVER 1000 typ V320 sa nachádzajú aj v atómovej elektrárni Temelín. V prípade spresnenia údajov sú v práci použité práve dáta z tejto elektrárne.

Pri konštruovaní nových reaktorov alebo úprave ich konštrukcie je veľmi dôležité vedieť, ako sa budú správať pri rôznych prevádzkových stavoch, hlavne abnormálnych a havarijných. Predpoklad správania reaktoru je možné určiť z doterajších skúseností prevádzky jadrových reaktorov. No napriek tomu je potrebné si správanie overiť pomocou výpočtov. K tomuto účelu sa používajú rôzne typy výpočtových kódov, ktoré v súčasnosti ponúkajú pomerne presný výsledok. Preto sa táto práca aj základným opisom týchto kódov, predovšetkým neutónovým kódom PARCS, ktorý sa používa na simuláciu abnormálnych a havarijných stavov jadrových reaktorov.

Z každého vykonaného výpočtu dostane užívateľ určitý výsledok. A nie menej dôležité ako samotný výpočet je porozumenie výsledkom. Tie môžu byť zobrazené v tabuľkách, alebo výpisom ich hodnôt, no pre prehľadnejšie zobrazenie prechodových javov je vhodnejšie použiť graf alebo animáciu. Z toho dôvodu sa táto práca vo svojej druhej časti zameriava na grafické spracovanie výsledkov z výpočtov v špecializovaných programoch.

2 TECHNOLOGIE JADROVÝCH REAKTOROV

Od počiatku jadrovej energetiky bolo navrhnutých mnoho rôznych typov jadrových zariadení, no nie každý typ bol aj reálne skonštruovaný. Kapitola sa zaoberá základnými najpoužívanejšími typmi reaktorov.

2.1 Typy energetických reaktorov

Pod pojmom jadrový reaktor si laická verejnosť predstaví zariadenie, nádobu, v ktorej prebieha určitá reakcia, väčšinou za účelom výroby elektrickej energie. Samotných štípných energetických reaktorov však existuje viac typov ktoré sa od seba odlišujú podľa troch základných parametrov:

- palivo, ktoré sa používa ako štípný materiál
- moderátor, používaný k udržaniu štípanej reťazovej reakcie
- chladiivo, ktoré odoberá teplo vyrobené v reaktore

Rôznou kombináciou paliva/chladiiva/moderátora vzniklo viac druhov reaktorov. Medzi najpoužívanejšie reaktory môžeme zaradiť nasledovné typy:

Lahkou vodou moderované reaktory (LWR)

Sú v dnešnej dobe najpoužívanejšie energetické reaktory. Delia sa na dva typy a to tlakovodné PWR reaktory a na varné BWR reaktory. Ako palivo používajú urán s obohatením vyšším ako 2% ^{235}U .

- PWR funguje na princípe prúdenia chladiiva pod tlakom v tlakovej nádobe v takej kombinácii tlaku a teploty, pri ktorej chladiivo zostáva v kvapalnej forme. Svoje teplo predáva ďalej pomocou parogenerátora sekundárnemu okruhu, v ktorom sa nachádza turbína izolovaná od primárneho okruhu (PO) a tým pádom izolovaná aj od radiácie. Použité chladiivo má zároveň funkciu moderátora. Rozdeľujeme takzvaný západný (PWR) a východný (VVER) dizajn.
- Dizajn BWR je veľmi podobný PWR, až na absenciu sekundárneho okruhu. V primárnom okruhu cirkuluje chladiivo pod nižším tlakom následkom čoho sa 12-15% vody zmení na paru kontaminovanú rádioaktivitou, kvôli prímiesiam a nečistotám v primárnom okruhu PO. Rádioaktívne častice však majú krátky polčas rozpadu. Para potom priamo roztáča turbínu. Dizajn sa môže zdať vďaka absencii parogenerátorov jednoduchší, no je potrebné dbať na zvýšené bezpečnostné opatrenia, pretože chladiivo z aktívnej zóny cirkuluje aj v turbíne [1].

Grafitom moderované reaktory

Patria sem napríklad plynom chladené a grafitom moderované reaktory (GCR). Palivom je v tomto prípade prírodný urán ^{235}U v prípade pokročilých typov obohatený urán. Chladivom je plynný oxid uhličitý, ktorý po ohriatí vchádza do parogenerátora, kde predáva svoje teplo do primárneho okruhu. Aktívna zóna sa skladá z grafitových blokov moderátora, ktorými prechádza veľké množstvo kanálov. V nich sú umiestnené palivové súbory. Tie je možné vymieňať počas prevádzky. Patria sem napríklad reaktory Magnox vyvinuté v Spojenom Kráľovstve a UNGG reaktory vyvinuté vo Francúzku.

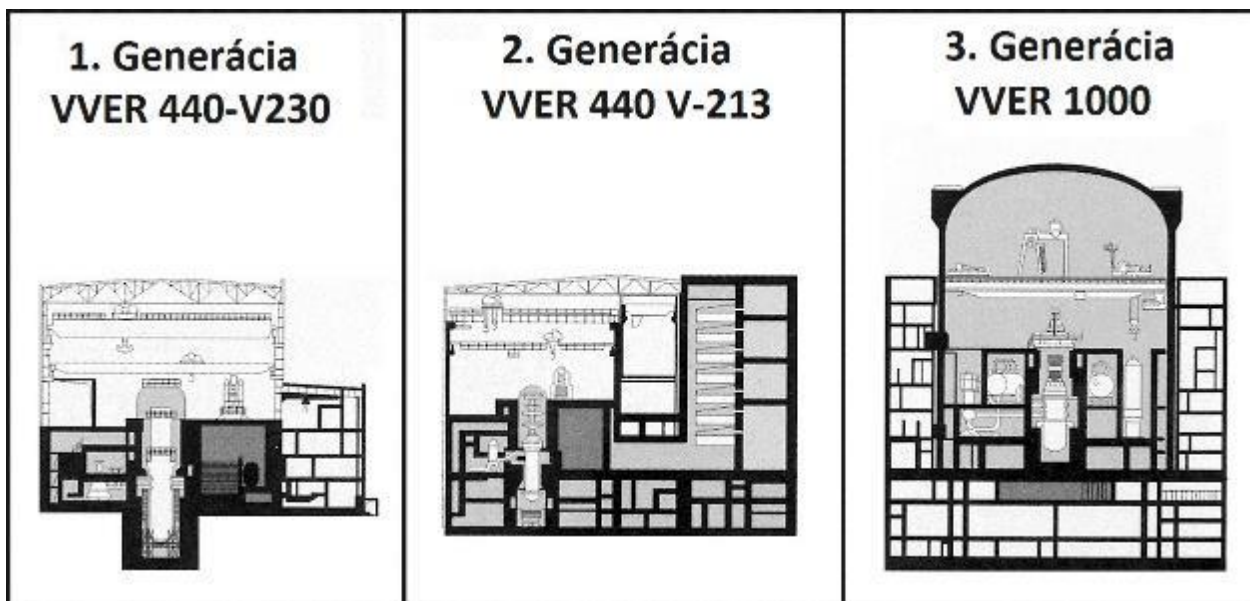
V Rusku je stále v prevádzke 15 reaktorov s rovnakým moderátorom, no ako chladivo sa používa voda. V tomto prípade sa jedná o ľahkou vodou chladený a grafitom moderovaný reaktor (LWGR) [1].

Ťažkou vodou moderované reaktory (HWR)

Palivom je prírodný urán a moderátorom deutérium vo forme ťažkej vody D_2O , ktorá má lepšiu moderačnú schopnosť ako H_2O . Výhodou tohto paliva je vysoké vyhorenie, aj energia vyrobená z jeho jedného kilogramu. Zároveň môže byť ako palivo použitý aj prírodný alebo mierne obohatený urán. Medzi nevýhody patrí potreba výroby ťažkej vody do primárneho okruhu. Najpoužívanejší reaktor tohto druhu je CANDU, ktorého vývoj začal v Kanade. Jeho konštrukcia pozostáva z horizontálnych tlakových kanálov, v ktorých je chladivo a palivo od seba oddelené [2].

2.2 Vývoj reaktorov VVER

Prvé spustenie tlakovodného reaktoru typu VVER moderovaného vodou na výrobu elektrickej energie bolo uskutočnené v roku 1964 v ruskej elektrárni Novovoronezh, kde bol do prevádzky uvedený VVER V-210. Neskôr spustený bol VVER V-365. Boli to prototypy reaktorov, kde čísla za pomlčkou znamenali elektrický výkon, ktorý boli schopné dodávať do siete [3].



Obr. 2-1: Generácie reaktorov VVER [4]

Postupom času vznikali generácie VVER. Toto rozdelenie sa vzťahuje len k samotným VVER a nemá priamy súvis so všeobecným členením reaktorov na generácie 1 až 4. Vývoj reaktorov ruskej konštrukcie delíme na 3 hlavné skupiny (viď. Obr. 2-1):

1. generácia:

Patria sem napríklad prototypy VVER V-210, V-365 ale aj VVER 440 V-230. Táto generácia má najnižšie bezpečnostné zabezpečenie proti nehode. V prípade nehody pretrhnutia hlavného chladiaceho okruhu, bezpečnostné systémy neboli schopné chladiť reaktor potrebným množstvom vody, pretože ako maximálna projektová nehoda bol navrhnutý vznik trhliny s priemerom 32mm. Toto bolo navrhnuté konzervatívnym návrhom primárneho okruhu [5].

2.generácia:

Vychádza z predchádzajúcej generácie a vývoj bol zameraný predovšetkým na zvýšenie bezpečnosti. Maximálna projektová havária, DBA, sa zvýšila na prasknutie hlavného cirkulačného potrubia v primárnom okruhu. Bezpečnostné systémy sú dvakrát zálohované a bola pridaná barbotážna veža. Rovnako ako pri predchádzajúcej generácii sa v primárnom okruhu nachádza 6 samostatných slučiek, vďaka čomu je možné reaktor chladiť viacerými oddelenými cestami. Každá slučka okrem iného obsahuje vylepšené HCČ. Taktiež použité konštrukčné materiály prešli vývojom za účelom zvýšenia odolnosti a predĺženia životnosti tlakovej nádoby. Charakteristický pre túto generáciu je najrozšírenejší typ VVER 440 V-213 nachádzajúci sa v Českej republike, Slovenskej republike, Rusku, Maďarsku, Ukrajine a Fínsku [6].

3.generácia:

Charakteristické pre túto generáciu je zvýšenie elektrického výkonu reaktora, opäť zvýšenie bezpečnosti v podobe pasívnych a aktívnych bezpečnostných prvkov. Štandardom je stavba ochrannej obálky, kontajmentu, na zvýšenie ochrany pred vonkajšími vplyvmi. Pri type VVER 1000 V-320 bola snaha o zjednotenie dizajnu a to kvôli zníženiu nákladov na stavbu. Aj keď sa projekt prispôboval podmienkam, boli reaktory stavané v troch sériách, pričom prvý pilotný reaktor tohto typu bol postavený v opäť v elektrárni Novovoronezh v roku 1980. V nasledujúcej malej sérii boli postavené 4 kusy (1983-1986) a v poslednej 23 jednotiek (1985-2011). Na základe typu V-320 boli vyvinuté ďalšie verzie. A to VVER 1000 V-428, V-412 a V-466. Tieto typy majú opäť zvýšenú bezpečnosť vďaka návrhu na BDBA, čiže zariadenie vydrží nehody väčšie ako DBA a vďaka vylepšeným pasívnym ochranným prvkom opäť znížené riziko nehody a jej následkov [6].

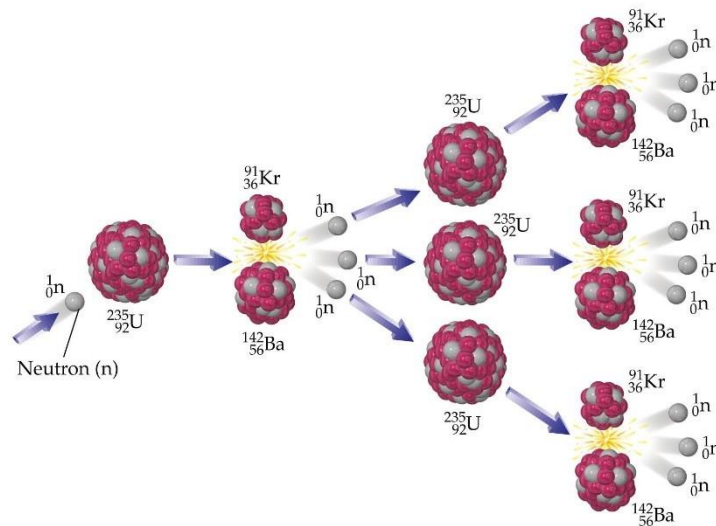
Vývoj reaktorov ruského typu VVER pokračuje a v súčasnosti sú vo výstavbe VVER 1200. Konštrukcia tohto typu nadväzuje na staršie typy a vylepšuje hlavne bezpečnosť. Konštrukcia týchto reaktorov bude kratšia, potrebného bude menej materiálu. Životný cyklus sa predĺži na 60 rokov.

3 FYZIKÁLNY PRINCÍP FUNGOVANIA REAKTORU VVER

Rôzne typy reaktorov používajú rôzne palivo. V reaktoroch VVER 1000 sa ako palivo pre štiepnu reťazovú reakciu používa mierne obohatený urán ^{235}U . Preto sa nasledujúca kapitola bude venovať základnému opisu fyzikálnych dejov v súvislosti so štiepením tohoto prvku.

3.1 Štiepna reťazová reakcia

Základom fungovania jadrového reaktora VVER 1000 je štiepenie jadier atómov ^{235}U pri udržaní kontrolovanej reťazovej reakcie. Pri štiepnej reakcii ^{235}U sa po prieniku pomalého neutrónu do jadra prvku toto jadro s určitou pravdepodobnosťou rozpadne na dve približne rovnako ťažké časti. Pri tom dôjde k uvoľneniu dvoch až troch voľných neutrónov, ktoré sa môžu ohrievať vďaka zrážkam s okolitými časticami a tak strácať svoju pohybovú energiu, až môžu vyvolať štiepenie ďalšieho jadra ^{235}U [7].



Obr. 3-1: Reťazová reakcia štiepenia atómov v ^{235}U [8]

Takto uvoľnené neutróny sa nazývajú rýchle neutróny a majú energiu približne $E_r = 2 \text{ MeV}$, ktorá je ale nevhodná, pretože pravdepodobnosť zrážky s jadrom je nízka. Aby sa pravdepodobnosť zvýšila, je potrebné neutrón spomaliť pomocou moderátora na pomalé, takzvané tepelné neutróny s energiou približne $E_r = 0,025 \text{ eV}$. Pri štiepení každého jadra sa uvoľní približne 200 MeV pričom približne 80% tvorí kinetická energia, ktorá sa prejaví ohrevom chladiva [9] [10] [11].

3.2 Moderátor

Ako moderátor je vhodné použiť prvok s ľahkým jadrom, pretože takémuto prvku môže neutrón predať viac energie, čím sa zároveň dostatočne spomalí. Nežiadúca vlastnosť pri moderátore je absorpcia neutrónov. Pri príliš vysokej absorpcii je potrebné používať viac obohatené palivo, pretože viac neutrónov zanikne v moderátore. Tiež má moderačná schopnosť moderátora vplyv na hustotu umiestnenia paliva. Čím je moderátor schopný účinnejšie spomaliť neutróny, tým hustejšie môže byť palivo v aktívnej zóne umiestnené. V reaktoroch VVER 1000 sa aj napriek vysokej absorpčnej schopnosti v porovnaní s ťažkou vodou D_2O alebo grafitom C používa práve ľahká voda zložená z veľmi ľahkých atómov vodíka a kyslíka.

3.3 Schopnosť udržania reakcie

Ako bolo spomenuté vyššie, na správny chod reaktoru je potrebné udržať štiepnu reakciu. Teda základná podmienka udržania reakcie je, aby aspoň jeden z počiatočných neutrónov spôsobil nové štiepenie. Schopnosť udržania štiepnej reakcie je charakterizovaná takzvaným koeficientom násobenia neutrónov k_{∞} , tiež označovaný ako multiplikačný koeficient. Udáva, ako sa časom mení počet neutrónov v nekonečnom prostredí bez uvažovania zániku neutrónov. Koeficient znázorňuje vzťah:

$$k_{\infty} = \frac{\text{počet neutrónov vzniknutých v aktuálnej generácii}}{\text{počet neutrónov vzniknutých v predchádzajúcej generácii}} \quad (3-1)$$

V skutočnosti však uvažujeme aj únik neutrónov zo sústavy, preto používame takzvaný efektívny multiplikačný koeficient k_{ef}

$$k_{ef} = k_{\infty} * P \quad (3-2)$$

P : je pravdepodobnosť, že neutrón neunikne von z reaktoru

Ak je koeficient rovný jednej teda $k_{ef} = 1$ hovoríme o kritickom stave - počet neutrónov zostáva nezmenený a reakcia má stále rovnakú intenzitu. Ak $k_{ef} > 1$ počet neutrónov narastá a nastáva nadkritický stav. Podkritický stav nastane, ak $k_{ef} < 1$, čo znamená že počet neutrónov v súčasnej generácii je nižší ako v predchádzajúcej a tým pádom nie je možné udržať reťazovú reakciu. Jadrový reaktor je pri normálnej prevádzke udržiavaný v ľahko nadkritickom stave [10].

Priamy súvis s k_{ef} má reaktivita reaktoru ρ . Je definovaná ako miera odklonu od kritického stavu, teda inými slovami, reakcia aktívnej zóny na zmenu násobiacej sa schopnosti v dôsledku rôznych fyzikálnych alebo geomagnetických vplyvov (teplota, koncentrácia absorbátora atď.) a je daná vzťahom:

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} \quad (3-3)$$

Podľa tohto vzťahu môže byť ρ kladným alebo záporným číslom, poprípade môže byť vyjadrená v %. Reaktivita reaktoru je závislá predovšetkým na teplote aktívnej zóny. Zvýšením teploty v reaktore dochádza k zníženiu k_{ef} a tým aj poklesu reaktivity, čo je dôležité a veľmi prospešné pre bezpečný chod reaktora VVER [10].

Zvýšenie teploty v aktívnej zóne reaktoru má za dôsledok:

1. zníženie hustoty vody a tým aj zníženie moderačnej schopnosti vody
2. zníženie účinného prierezu pre absorpciu neutrónov vo vode
3. zníženie účinného prierezu pre absorpciu a štiepenie uránu
4. zvýšenie rezonančného záchytu v palive (tzv. Dopplerov efekt)

4 REAKTOR VVER 1000

Táto kapitola obsahuje súhrn reaktorov VVER 1000 a to či už postavených alebo tých vo výstavbe. Aj keď sa jednotlivé typy od seba líšia, základná a v práci popisovaná koncepcia je rovnaká. V prípade použitia konkrétnych technických údajov, sa tieto údaje vzťahujú na zariadenia nachádzajúce sa v elektrárni Temelín (ETE).

4.1 Použitie vo svete

Lahkou vodou moderované reaktory, medzi ktoré patrí aj reaktor VVER 1000, sú vo svete najpoužívanejšie jadrové zariadenia na výrobu elektrickej energie. Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu IAEA, so svojimi 167 členskými štátmi, zaznamenáva v databáze PRIS ku dňu 20.3.2016 86 reaktorov typu VVER, z toho 39 typu VVER 1000. V Tab. 4-1 sa nachádza zoznam zariadení typu VVER, ktoré sú zaradené do tejto databázy, boli uvedené do prevádzky alebo sú trvalo odstavené. Do tabuľky neboli zaradené zariadenia, ktorých výstavba bola prerušená alebo o ktorých výstavbe sa v súčasnosti uvažuje. Z tabuľky vyplýva, že najviac reaktorov VVER 1000 sa nachádza zhodne v Rusku a na Ukrajine, pričom na Ukrajine sú v súčasnosti vo výstavbe ďalšie dva bloky [12].

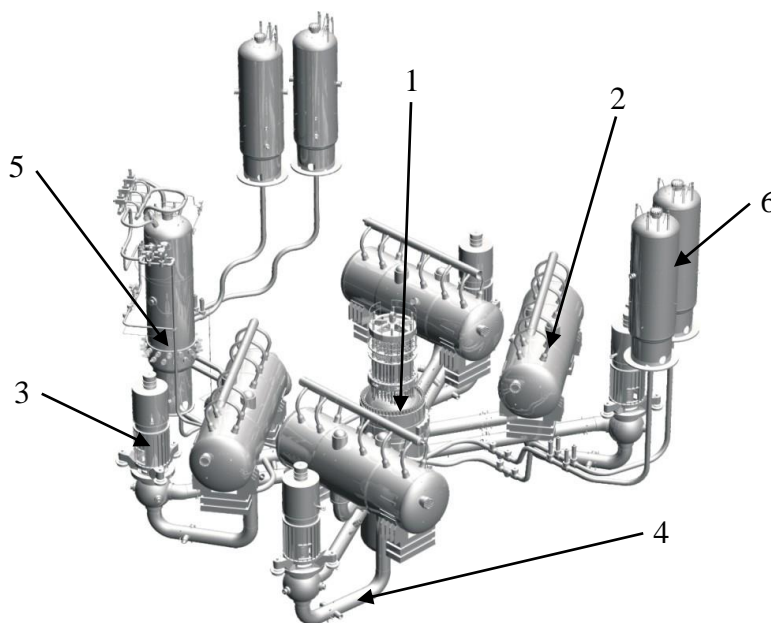
Tab. 4-1: Zoznam reaktorov typu VVER 1000 podľa databázy PRIS ku dňu 20.3.2016

Funkčné	Výstavba
Bulharsko	
2x VVER V-320 KOZLODUY 5,6	
Čína	
2x VVER V-428 TIANWAN	2x VVER V-428M TIANWAN
Česká republika	
2x VVER V-320 TEMELÍN 1,2	
India	
VVER V-412 KUDANKULAM-1	VVER V-412 KUDANKULAM-2
Irán	
VVER V-446 BUSHEHR 1	
Rusko	
4x VVER V-320 BALAKOVO	
2x VVER V-338 KALININ 1,2	
2x VVER V-320 KALININ 3,4	
VVER V-187 NOVOVORONEZH 5	
4x VVER V-320 ROSTOV	
Ukrajina	
2x VVER V-320 KHMELNITSKI 1,2	2x VVER V-392B KHMELNITSKI 3,4
2x VVER V-320 ROVNO 3,4	
VVER V-302 SOUTH UKRAINE 1	
VVER V-338 SOUTH UKRAINE 2	
VVER V-320 SOUTH UKRAINE 3	
6x VVER V-320 ZAPOROZHJE	

4.2 Primárny okruh

Kvôli zaisteniu bezpečného chodu reaktoru, sa elektrárňou delí na viac okruhov. Každý okruh má svoje zameranie a podľa toho sa v ňom nachádza aj príslušné technické vybavenie. Reaktory VVER 1000 sa umiestňujú do elektrární s tromi oddelenými okruhmi. V primárnom okruhu sa nachádza samotný reaktor a nižšie opísané zariadenia. Je hermeticky uzavretý a vďaka hlavným cirkulačným čerpadlám (HCČ) v ňom cirkuluje voda. Tá sa ohrieva v aktívnej zóne vo vnútri reaktoru a z neho putuje potrubiami do parogenerátorov, kde vytvára paru potrebnú na chod turbín. Po odovzdaní tepla sa vracia naspäť do reaktoru na opätovné ohriatie. V sekundárnom okruhu sa nachádzajú zariadenia ako turbína napojená na generátor, čerpadlá, zariadenia na zlepšovanie parametrov pary a iné. Terciárny okruh slúži na chladenie. Základné časti primárneho okruhu VVER 1000 sú zobrazené na Obr. 4-1:

- | | | | |
|---|----------------------------|---|-----------------------------|
| 1 | reaktor | 4 | hlavné cirkulačné potrubia |
| 2 | parogenerátory | 5 | kompenzátor objemu (KO) |
| 3 | hlavné cirkulačné čerpadlá | 6 | systemy doplňovania vody PO |



Obr. 4-1: Primárny okruh reaktoru VVER 1000 [13]

Ďalej sa vo vnútri kontajneru nachádza pasívny systém chladenia aktívnej zóny, ktorý tvoria 4 hydroakumulátory a slúži na rýchle zaplavenie aktívnej zóny v prípade havárie. Nízkotlaký systém havarijného chladenia má za úlohu dochladzovať aktívnu zónu a dlhodobo odvádzať zvyškové teplo reaktoru. Vysokotlaký systém havarijného dochladzovania slúži na chladenie aktívnej zóny pri havárii spojené so stratou chladiva a dokáže pumpovať vodu do PO pod väčším tlakom ako je v samotnom okruhu. Sprchový systém ochrannéj obálky znižuje tlak v hermeticky uzavretých priestoroch. K potlačeniu havárie s rýchlym nárastom výkonu slúži vysokotlaký havarijný doplňovací systém. Ďalšie systémy, ktoré sú potrebné na prevádzku primárneho okruhu sú napríklad systém kontinuálneho čistenia vody PO, systém doplňovania vody PO, systém bórového hospodárstva a i. [14].

4.2.1 Kontajntment

Kontajntment je hermeticky uzavretá železobetónová stavba, vysoká 56 m a skladá sa z dvoch častí, obvodového valca a kopule. Hrúbka stien obvodového valca kontajntmentu je 1,2 m a hrúbka stien kopule je 1,1 m. Funkcia kontajntmentu spočíva prevažne v pasívnej ochrane proti úniku rádioaktivity a v ochrane pred vonkajšími vplyvmi. Vnútorný povrch je pokrytý 8 mm hrubou vrstvou nerezovej ocele, ktorá slúži na hermetické uzatvorenie vnútorného priestoru kontajntmentu a bráni tak okolie pred únikom rádionuklidov. Je skonštruovaná z predpätého betónu a vo vnútri je udržiavaný podtlak. Maximálny projektovaný pretlak je 0,49 MPa. Vo vnútri sa nachádza tiež bazén vyhoreného paliva, takže pri výmene paliva nie je potrebné narušovať hermetickosť primárneho okruhu [9].

4.2.2 Parogenerátory a hlavné cirkulačné čerpadlá

Primárny okruh obsahuje 4 parogenerátory. Sú to výmenníky tepla, v ktorých ohriata voda z reaktora predáva teplo vode ochladenej zo sekundárneho okruhu a mení ju na paru. Množstvo vyrobenej pary je 1470 t/h. Celkový objem parogenerátora je 87 m³ pričom objem primárnej strany je 21 m³ a objem sekundárnej strany je 66 m³. Parametre výstupnej pary sú 6,3 MPa s teplotou 278,5°C [9].

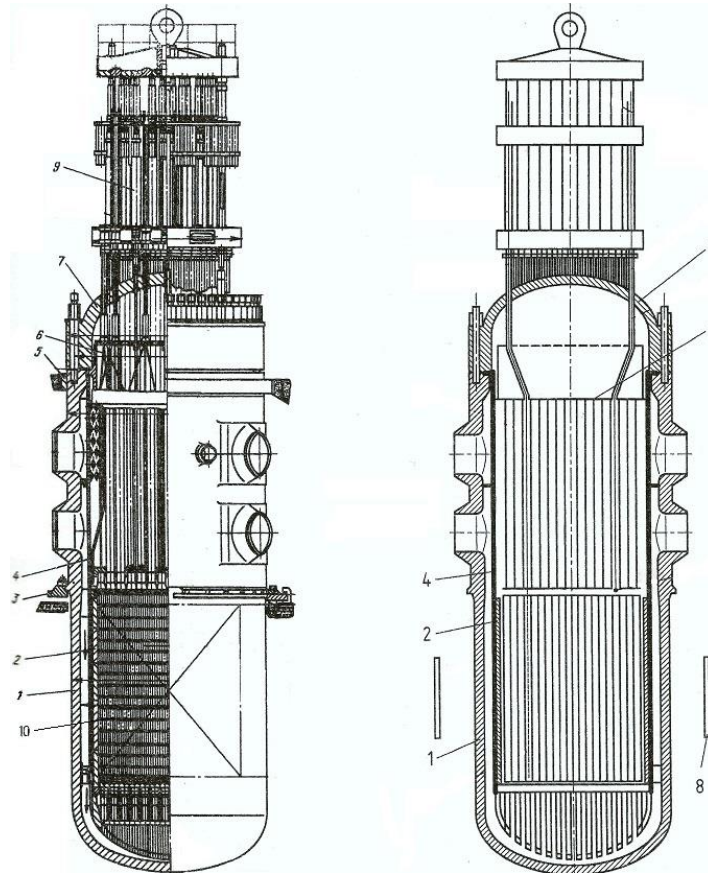
O prietok chladiva medzi reaktorom a jednotlivými parogenerátormi a teda aj o odvod tepla z reaktora sa starajú HCC. Kvôli bezpečnosti je chladenie reaktora zabezpečované 4 okruhmi, aby v prípade výpadku niektorého z HCC alebo inej poruchy na chladiacej slučke, nedošlo k úplnej strate chladenia. Čerpadlá sú umiestnené za parogenerátormi na studenej vetve cirkulačnej slučky chladiva a tlačia ochladenú vodu z parogenerátora do reaktora, pričom prietok jedným čerpadlom pri nominálnych parametroch príkonu 5,1 MW, synchronných otáčkach 1000 ot./min je 21 200 m³/h [9] [15].

4.2.3 Kompenzátor objemu a barbotážna nádrž

Primárny okruh je v podstate uzavretá nádoba, v ktorej cirkuluje kvapalina. Z fyzikálnych zákonov vyplýva, že so zmenou jedného parametru, napríklad teploty, automaticky nastáva aj zmena tlaku, ktorú je nutné kompenzovať. Preto sa používa KO, ktorý je na vrchnej časti napojený na studenú vetvu cirkulačných potrubí a na spodnej časti je pripojený na teplú vetvu. Je naplnený prevažne chladivom, ktorého objem počas normálnej prevádzky je 55 m³, a zvyšok objemu teda 24 m³ tvorí syta para pri tlaku 15,7 MPa a teplote 346°C. V prípade potreby zvýšenia tlaku v primárnom okruhu sa voda v kompenzátore ohrieva pomocou 28 elektrických ohrievačov rozdelených do 4 skupín s celkovým výkonom 2520 kW umiestnených na spodku nádoby. Naopak, pri potrebe zníženia tlaku je využité chladivo zo studenej vetvy cirkulačných potrubí, ktoré pomocou sprchového systému ochladzuje paru vo vrchnej časti KO. V prípade potreby sú pripravené záložné systémy na vstrekovanie vody do kondenzátu, kvôli redukcii pary tvoriacej sa v systéme. Ďalej sa tu nachádzajú odľahčovacie ventily, ktoré v prípade potreby vypustia paru do barbotážnej nádrže, kde následne skondenzuje a putuje do zachytných bazénov [14] [16] [17] [18].

5 KONŠTRUKCIA AKTÍVNEJ ZÓNY REAKTORA VVER 1000

Jadrové reaktory VVER prešli rôznymi zdokonaleniami v samotnej konštrukcii a dizajne, a to z pohľadu účinnosti a bezpečnosti. Reaktor VVER 1000 je umiestnený v betónovej šachte reaktoru, ktorá má za úlohu ochrániť okolie pri nehode a zároveň odieni zvyšné žiarenie reaktoru. Reaktor sa skladá z nasledujúcich hlavných častí zobrazených na Obr. 5-1:



Obr. 5-1: Rez reaktorom VVER 1000 (vľavo) a schematické znázornenie v reze (vpravo) [19]

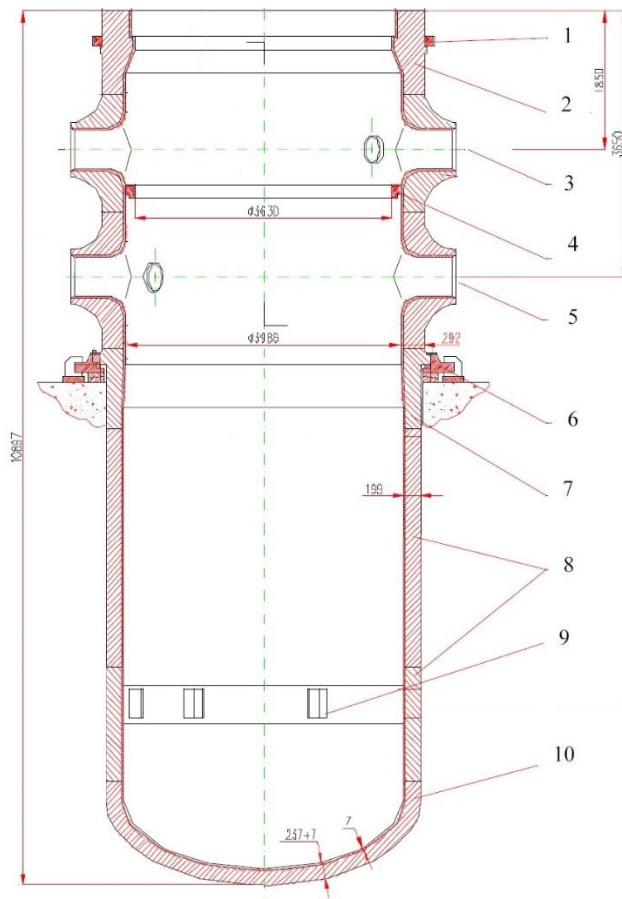
(1) tlaková nádoba; (2) plášť aktívnej zóny; (3) podperný prstenec reaktoru; (4) šachta reaktoru; (5) tesniaci uzol; (6) blok ochranných trubíc; (7) veko a horný blok; (8) ex-core detektory neutrónov; (9) elektromagnetický pohon regulačných klastrov; (10) palivové články;

Tab. 5-1: Parametre reaktoru VVER 1000 [8]

Nominálny tepelný výkon	3000	MWt
Celková výška reaktoru	19,1	m
Výška tlakovej nádoby	10,9	m
Výška horného bloku	8,2	m
Vonkajší priemer tlakovej nádoby	4,5	m
Hrúbka valcovej steny nádoby	0,2	m
Hmotnosť	~800	t

5.1 Tlaková nádoba

Tlaková nádoba (viď. Obr. 5-2) pozostáva z telesa a veka, na ktorom je umiestnený aj horný blok reaktora. Je umiestnená vertikálne a obsahuje aktívnu zónu reaktora a ostatné vnútorné časti. Je vyrobená z nízkoalegovanej chróm-nikel-vanadovej ocele a je zvarovaná z 8 častí s dôrazom na maximálnu tesnosť zvarov. Spodok tvorí eliptické dno. Eliptický tvar je vhodnejší pre prúdenie chladiva v reaktore a lepšie zvláda vnútorný tlak. Nasledujú hladké kruhy, v ktorých sú umiestnené vodiace konzoly pre vedenie šachty reaktora. Celá nádoba je uložená v betónovej šachte na opornom ráme pomocou podporných prstencov, ktoré sú na podpornom kruhu. Nádoba ďalej obsahuje 4 vstupné hrdlá, ktorými sa privádza do reaktora chladivo, každý s priemerom 850 mm a rovnaké 4 výstupné hrdlá pre vývod zohriateho chladiva von z reaktora do parogenerátora, ktoré sa nachádzajú nad prívodnými otvormi. Medzi týmito hrdlami sa nachádza rozdeľovací krúžok, ktorý oddeľuje vstupné a výstupné chladivo. Na havarijné dochladzovanie reaktora slúžia 4 bezpečnostné hrdlá s priemerom 280 mm, ktorými sa v prípade havárie zaplaví aktívna zóna [19].



1. podporný krúžok
2. príruha
3. výstupné hrdlo
4. rozdeľovací krúžok
5. vstupné hrdlo
6. podperný prstenec reaktora
7. podporný krúžok
8. kruhy
9. vodiace konzoly
10. eliptické dno

Obr. 5-2: Rez tlakovou nádobou reaktora VVER 1000 [16]

Nádoba je navrhnutá na maximálny tlak 17,6 MPa pri teplote 350°C pričom prevádzkový tlak je 15,7 MPa so vstupnou teplotou chladiva 290°C. Výstupná teplota chladiva je 320°C pri prietoku 84600 m³/h [9].

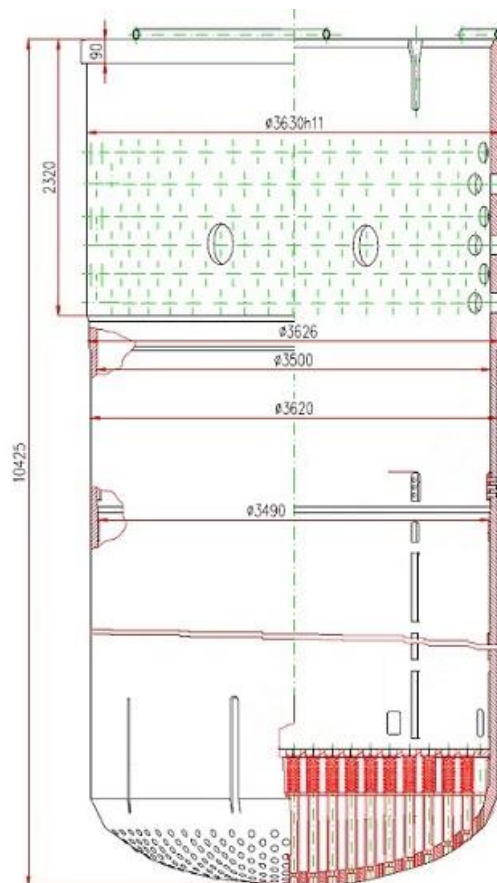
Na prírubu tlakovej nádoby je namontované veko tlakovej nádoby. Je tvorené zvarným eliptickým vrchlíkom a prírubovým prstencom. Na jeho vrchnej časti sa nachádza 61 nátrubkov pre pohony, 14 otvorov na meranie teploty, 16 otvorov na meranie neutrónového toku a jeden na vypúšťanie vzduchu. S tlakovou nádobou sa spája pomocou 54 závrtných skrutiek [9].

5.2 Horný blok

Pohony na reguláciu reaktora sú umiestnené v hornom bloku, ktorý dosadá na veko tlakovej nádoby a nachádza sa v ňom 61 pohonov regulačných orgánov. Zväzkové regulačné tyče vážia 17,4 kg. Na ich pohon je použitý lineárny krokový motor, konkrétne typu LKP-M/3. Samotné pohony sú upevnené na nátrubkoch veka tlakovej nádoby a každý ovláda jeden klaster [20] [21].

5.3 Šachta reaktoru

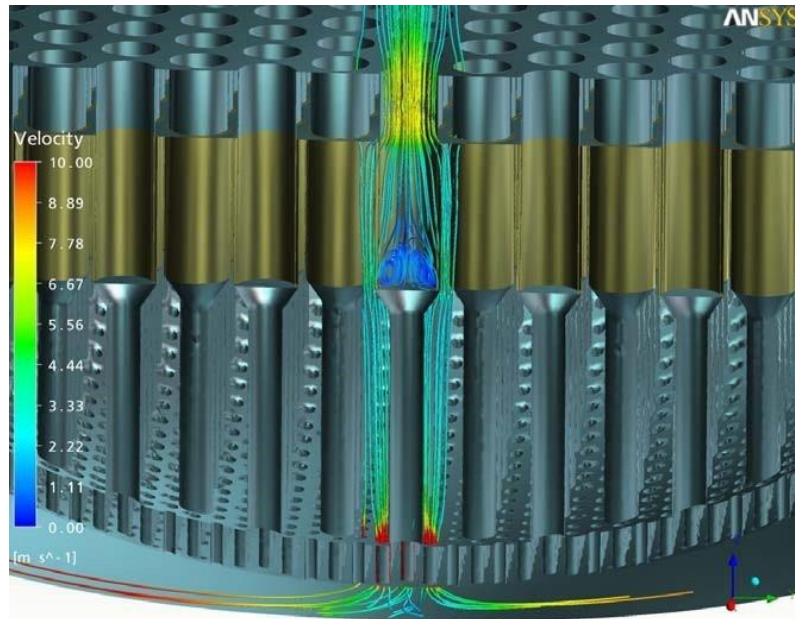
Šachta reaktoru (viď. Obr. 5-3) je tenkostenná valcová škrupina zvarovaná z prstencov, umiestená v tlakovej nádobe reaktora na jej prírubu. Služi ako nosná konštrukcia aktívnej zóny a bloku ochranných trubíc, znižuje pôsobenie toku tepelných neutrónov na steny tlakovej nádoby a rozdeľuje tok chladiva. Vrchná časť obsahuje 278 otvorov pre rovnomerné prúdenie chladiva vychádzajúceho z aktívnej zóny. V spodnej časti šachty sa nachádza eliptické dno, na ktorého vnútornom osadení sa nachádza distančná doska s podperami pre uloženie palivových súborov. Zakrivenie eliptického dna je väčšie ako zakrivenie dna tlakovej nádoby, vďaka čomu je umožnené rovnomernejšie prúdenie chladiva a umožňuje aj udržanie väčšieho množstva chladiva v AZ aj počas ťažkých havárií LOCA [11].



Obr. 5-3: Šachta aktívnej zóny [16]

Chladivo, ktoré vstupuje do reaktora vstupným hrdlom putuje pozdĺž steny tlakovej nádoby, oddelené od aktívnej zóny na jej dno. Na eliptickom dne šachty reaktoru sa nachádza 1344 dier s priemerom 40 mm, cez ktoré chladivo vteká do vnútra k aktívnej zóne (viď. Obr. 5-4). Tam preteká popri 163 podperách palivových súborov. Podpery sú vo vrchnej časti perforované, aby sa chladivo mohlo dostať priamo k palivovým kazetám. Každá podpera má po obvode 12 radov

štrbín, ktoré pôsobia ako trysky a rovnomerne distribuujú chladivo. Štrbiny tiež zabránia preniknutiu prípadných úlomkov alebo nečistôt do aktívnej zóny, zmiernujú namáhanie eliptického dna pri nárazoch palivových kaziet [11] [14].



Obr. 5-4: Detail prúdenia chladiva cez eliptické dno [22]

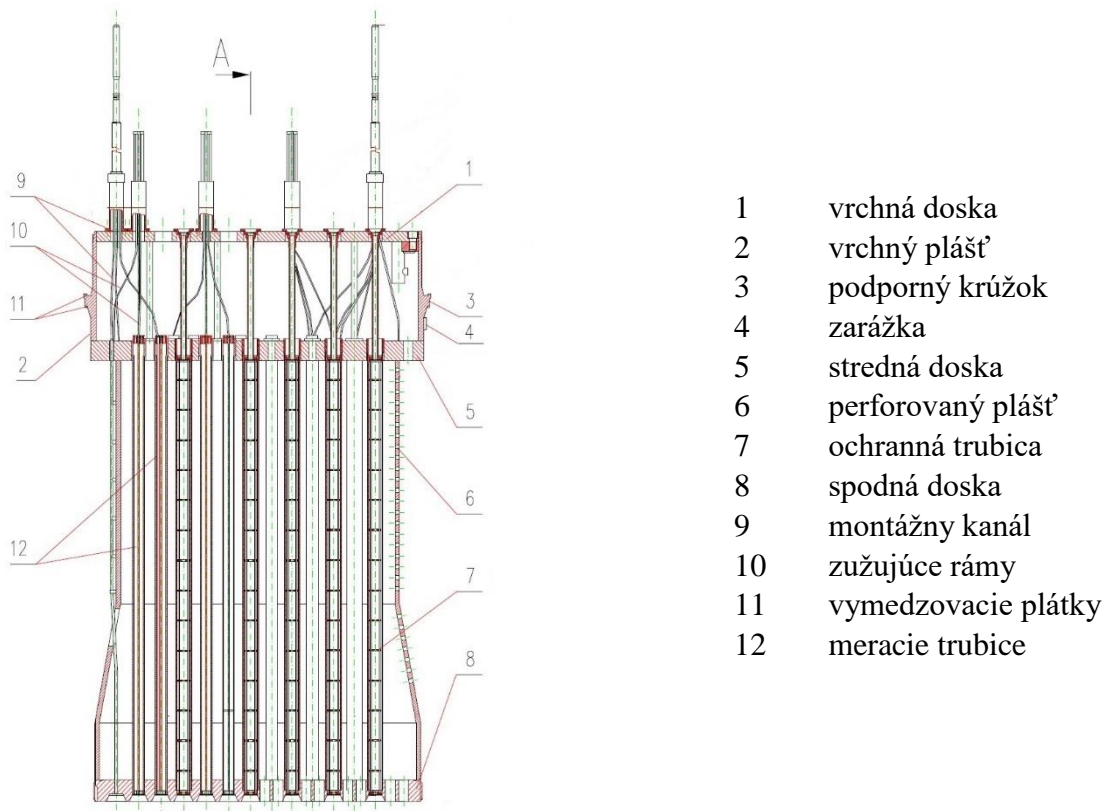
5.4 Bočný plášť aktívnej zóny

Slúži na vyplnenie voľného priestoru medzi šesťhrannými palivovými súbormi a kruhovou šachtou reaktoru. Taktiež slúži na znižovanie toku neutrónov a zníženie tepelného pôsobenia aktívnej zóny na tlakovú nádobu reaktoru.

5.5 Blok ochranných rúr

Blok ochranných rúr (viď. Obr. 5-5) slúži k upevneniu palivových súborov a zabraňuje jeho nadnášaniam. Tiež umožňuje vyvedeniu vnútro-reaktorového merania z aktívnej zóny, podporu regulačných tyčí a zrovnomenenie toku chladiva. Tvoria ho 3 vodorovné dosky [23].

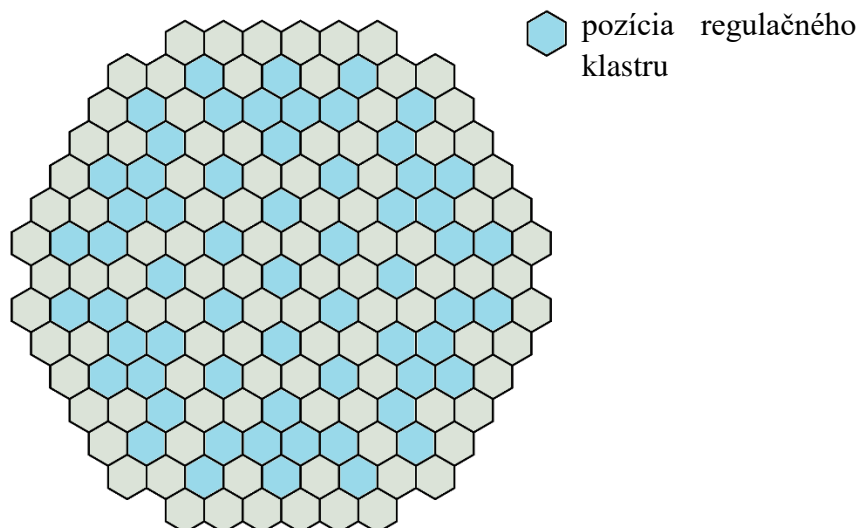
Medzi spodnou a strednou doskou je privarených 60 trubíc pre vyvedenie vnútro-reaktorového merania, 61 ochranných trubíc pre regulačné orgány, tzv. klastry. Spodná a stredná doska je obklopená perforovaným plášťom, v ktorom sa nachádza 2984 otvorov na prietok chladiva, obdĺžnikové otvory na vyvedenie merania neutrónového toku z okraju aktívnej zóny a plášť sa smerom k vrchu zužuje z dôvodu usmernenia toku chladiva. Na spodnej doske bloku ochranných rúr je 163 otvorov na upevnenie palivových súborov a 372 otvorov na prietok chladiva. Správna poloha plátu je dosiahnutá pomocou vyfrézovanej vodiacej drážky po obvode, do ktorej zapadajú vodiace klíny na šachte reaktoru. V strednom vodiacom pláte je 121 otvorov na jednotlivé ochranné trubky a ďalších 132 otvorov na prietok chladiva. K strednej doske je privarený horný valcový plášť ku ktorému je priskrutkovaná horná kruhová doska [23].



Obr. 5-5: Rez bloku ochranných trubíc [16]

5.6 Palivové súborov

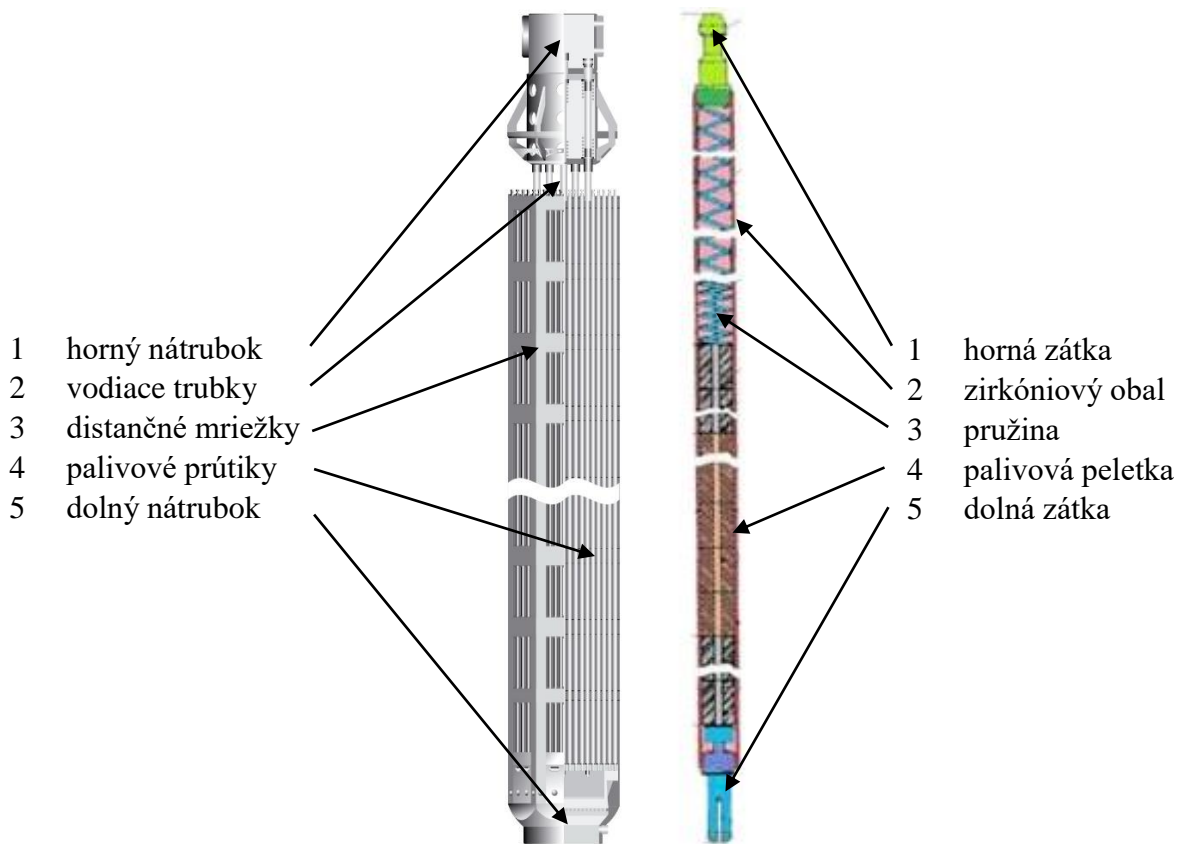
V aktívnej zóne reaktora VVER 1000 sa nachádza 163 palivových súborov a 61 regulačných súborov šesťuholníkovej konštrukcie. Výrobcom paliva môžu byť rôzni a palivo v jednotlivých reaktoroch sa od seba môže líšiť, ale základné rysy ako tvar a rozmery sú rovnaké. V reaktoroch ETE sa používajú palivové súborov ruského pôvodu TVSA-T, ktoré boli vyvinuté tak, aby boli kompatibilné so súborov od amerického výrobcu Westinghouse. Schéma rozmiestnenia súborov sa nachádza na Obr. 5-6 [24].



Obr. 5-6: Schéma rozmiestnenia palivových súborov

5.6.1 Konštrukcia súboru

Palivový súbor (vid'. Obr. 5-7) je na vrchnej časti ukončený horným odnímateľným nátrubkom. Odnímateľný je z dôvodu kontroly, prípadne výmeny palivových prútov. Samotný palivový súbor sa skladá z 312 palivových prútikov. Stred článku tvorí trubka zo zirkóniovej zliatiny E635, ktorá je použitá aj na vodiace trubky. Na centrálnu trubku je pripojených 8 distančných mriežok, ktoré udržiavajú palivové prútiky v trojuholníkovom usporiadaní s roztečou 12,75 mm. Na dolnej časti súboru sa nachádza spodný nátrubok, ktorý má za úlohu distribúciu chladiva do súboru. Okrem palivových prútov sú v distančnej mriežke umiestnené vodiace trubky. Ich počet je 18 a pohybujú sa v nich regulačné klastre [25] [24].



Obr. 5-7: Palivový súbor typu TSV-A-T (vpravo) palivový prútik (vľavo) [26]

5.6.2 Palivový prútik

Peletky uránu sú umiestnené v ochrannej obálke vyrobenej zo zirkóniovej zliatiny typu E110 nazývajúcej sa palivový prútik (vid'.Obr. 5-7). Prútik uzatvára horná a dolná zátka. Zafixovanie polohy palivových peletiek má na starosti pružina umiestnená v hornej časti a tlačí peletky smerom dole. Prázdny priestor okolo pružiny slúži pre plyny vznikajúce pri vyhorení paliva. V súbore sa nachádzajú dva typy prútikov a to tvel a tveg. Tvel obsahuje peletky oxidu uránu UO_2 pričom druhý typ tveg navyše obsahuje oxid gadónia Gd_2O_3 čo je vyhorievací absorbátor, ktorého množstvo je 3,35-8% na súbor. Ako je spomenuté vyššie, rozloženie prútikov tvel a tveg môže byť ľubovoľné, podľa aktuálnej potreby vsádzky [11].

5.6.3 Palivové peletky

Palivo sa v reaktore nachádza vo vnútri palivového prútika a je vo forme zlisovaných uránových peletiek s otvorom vo vnútri. Obohatenie paliva v reaktore VVER 1000 je až do 4,95% $^{235}_{92}\text{U}$. Zvyšok tvorí izotop uránu $^{238}_{92}\text{U}$. Prítomnosť $^{235}_{92}\text{U}$ je v palive kvôli schopnosti štiepiť sa pri tepelných neutrónoch s energiou $E_T=0,025$ eV. Ako bolo vyššie spomenuté, tie sa vďaka moderácií nachádzajú v aktívnej zóne [11] [27].

Tab. 5-2: Parametre palivového súboru TSVA-T [25]

geometria palivového súboru	šesťhranná	-
počet prútikov na súbor	331	-
- s palivom	312	-
- bez paliva	19	-
palivový článok		
- priemerná dĺžka	3915	mm
- vonkajší priemer	9,10	mm
palivová peletka		
- dĺžka	9-12	mm
- priemer	7,6	mm
- hustota	10,4-10,7	g/cm^3
maximálne denné vyhorenie paliva	72	MW

5.7 Regulačné klastre

Rýchla zmena výkonu v reaktoroch VVER 1000 sa uskutočňuje pomocou súboru regulačných orgánov tzv. klastrov. V jednom klastri sa nachádza 18 prútikov z ocele typu 42XHM a priemerom 8,2 mm. Prútiky sú vyplnené asi z 91% karbidom bóru B_4C . Spodnú časť vyplňajú peletky z Dy_2TiO_5 . Klastre sa pohybujú vo vodiacich trubkách po vertikálnej osi pomocou krokových pohonov umiestnených v hornej časti reaktora. Pri zasunutí klastra dochádza vďaka bóru k utlmeniu štiepnej reakcie, čo má za následok zníženie okamžitého výkonu. Ich rozmiestnenie sa nachádza na Obr. 5-6 [19] [14].

6 BEZPEČNOSŤ

Pri návrhu jadrového reaktora je potrebné zaistiť, aby jeho chod bol stabilný a bezpečný. V dnešnej dobe je pri konštrukcii reaktora vykonať nevyhnutné bezpečnostné analýzy na overenie očakávaných prevádzkových udalostí, projektových havárií DBAs (design basis accidents) a nadprojektových havárií BDBAs (beyond design basis accidents). Zmyslom týchto analýz je preukázať, že sú splnené bezpečnostné požiadavky, ktorými je podmienené vydanie licencie pre dané zariadenie a navrhované bezpečnostné bariéry splnia svoj účel. Tieto analýzy sú počítané pomocou systémových termohydraulických a neutrónovo-fyzikálnych počítačových programov.

6.1 Stavby elektrárne

Pri prevádzke elektrárne môžu nastať rôzne situácie, ktoré vyústia k dvom základným stavom: Prevádzkové stavy a nehodové stavy.

Prevádzkové stavy sa ďalej delia na normálnu prevádzku, ktorá je definovaná ako prevádzka v rámci stanovených prevádzkových podmienok a na predpokladané prevádzkové výskyty, čo sú prevádzkové procesy odchyľujúce sa od normálneho stavu, ktorých výskyt je predpokladaný aspoň raz počas životného cyklu elektrárne. Tento stav však nespôsobí žiadne významné poškodenie položiek dôležitých pre bezpečný chod zariadenia, avšak môžu viesť k odstaveniu reaktora. Zvyčajne je to zníženie výkonu reaktora, chyba na turbíne, zlyhanie ríadiacich zariadení alebo strata výkonu hlavného cirkulačného čerpadla [28].

Nehodové podmienky môžu nastať v rámci projektovej nehody alebo nad rámec projektovej nehody.

Za podmienky v rámci projektovej nehody považujeme samotné projektové nehody alebo tzv. nehodové podmienky. Tie nemožno považovať za projektové nehody, avšak aj napriek tomu sú v nich zahrnuté.

Podmienky nad rámec projektovej nehody sa delia na nehody bez závažnej degradácie jadra alebo na závažné nehody.

Nadprojektové havárie, vrátane ťažkých havárií sú zvyčajne riešené v samostatnej deterministickej bezpečnostnej analýze aj napriek tomu, že niektoré iniciačné procesy týchto havárií môžu byť rovnaké ako pri projektových haváriách. Výsledky pomáhajú stanoviť opatrenia potrebné na prevenciu výskytu týchto nehôd [28].

Medzi projektové nehody patrí aj nehoda zvaná rod ejection accident (REA), čiže vystrelenie regulačného klastru. Táto nehoda je definovaná ako mechanická porucha mechanizmu regulačných klastrov vyústená vo vystrelenie samotného klastru. V mieste nehody stúpa reaktivita a s ňou aj tepelný výkon. Samotná nehoda trvá 0.1 s a je nevyhnutná pre získanie licencie na prevádzku elektrárne. Simulácia tejto nehody je popísaná v kapitole číslo 8. [29].

6.2 Bezpečnostné analýzy

Overovanie bezpečnosti chodu jadrovej elektrárne nie je možné vykonať na fyzickom modeli, preto sa využívajú teoretické výpočty. Najlepší spôsob overenia bezpečnosti a správneho fungovania elektrárne by bol jeden komplexný výpočet, ktorý by počítal so všetkými podmienkami v jednom kóde. Toto riešenie je však extrémne náročné na výpočtový výkon a ani v dnešnej dobe nie sme schopní takéto výpočty uskutočniť. Dnes sa preto používajú nasledovné tri spôsoby analýz:

1. **Konzervatívne analýzy:** používajú konzervatívne kódy s konzervatívnymi počítačnými podmienkami.
2. **Kombinované analýzy:** používajú kódy najlepšieho odhadu v kombinácii s konzervatívnymi počítačovými kódmi.
3. **Analýzy najlepšieho odhadu:** sú založené na metóde najlepšieho odhadu, ktorá ako vstupné dáta používa konzervatívne a/alebo reálne vstupné dáta, pričom berú do úvahy neistoty vo výsledku výpočtu. Výsledok, ktorý odráža konzervatívnu voľbu, ale má určenú mieru neistoty je použitý v hodnotení bezpečnosti.
4. **Analýzy informovania o riziku:** v súčasnosti zatiaľ nie veľmi používané. Obsahujú reálne analýzy na základe pravdepodobnostných bezpečnostných analýz.

Na výpočet nadprojektových nehôd existujú rôzne postoje používania metódy najlepšieho odhadu spolu s hodnotením neistôt, spojených s príslušnými javmi. Avšak bezpečnostná analýza zvyčajne neurčuje, aké opatrenia by mali byť prijaté na zmiernenie následkov nadprojektových havárií [28].

Zmeny, ktoré vyžadujú modifikáciu elektrárne, ako napríklad zvýšenie výkonu, dosiahnutie vyššieho vyhorenia paliva, predĺženie palivového cyklu alebo životnosti elektrárne, si vyžadujú komplexné analýzy, ktoré potvrdia, že elektráreň bude aj naďalej spĺňať všetky bezpečnostné podmienky. Analýzy sú obzvlášť dôležité, ak je plánovaná kombinácia viacerých zmien [28].

6.3 Počítačové kódy U.S.NRC

Počítačových kódov na výpočty súvisiace s jadrovými zariadeniami existuje veľa druhov. Na Vysokom učení technickom v Brne sú dostupné kódy od Americkej nukleárnej regulačnej komisie (U.S.NRC), preto sa práca zaoberá práve nimi. U.S.NRC disponuje rôznymi výpočtovými kódmi špecializovanými na rôzne oblasti výpočtu. Podľa typov výpočtov, ktoré kódy vykonávajú ich delíme napr. na termohydraulické kódy, neutrónové kódy, kódy správania paliva, kódy na modelovanie ťažkých havárií, rádionuklidové transportné kódy a kódy na výpočet radiačnej ochrany [30].

6.3.1 Termohydraulické kódy

Používajú sa na analyzovanie reálnych a hypotetických procesoch v systéme. Primárne sa používajú na analyzovanie nehôd typu LOCA a prechodných stavov v ľahkovodných reaktoroch. Medzi tieto kódy patria:

1. TRACE (Trac Relap5 Advanced Computational Engine)
2. RELAP5 (Reactor Excursion and Leak Analysis Program)
3. TRAC-P
4. TRAC-B
5. CONTAIN

TRACE bol vyvinutý na vykonávanie analýz najlepšieho odhadu pre nehody typu LOCA, prechodových javov počas prevádzky a ostatných nehôd v tlakovodných a varných reaktoroch moderovaných ľahkou vodou. Je to termohydraulický kód, ktorý simuluje transfer tepla a prúdenie chladiva v reaktore. Je schopný vypočítať statické aj prechodové javy [31].

Kód RELAP5 vyvíjaný v Národnom Laboratóriu v Idaho je jednodimenzionálny kód, používaný na tvorbu prechodných analýz ľahkovodných reaktorov. Dokáže spracovať široké spektrum hydraulických a tepelných zmien v jadrových aj nejadrových systémoch, zahŕňajúc zmes vodnej pary, vody, nekondenzovateľných plynov a iných rozpustných látok. Existuje tiež verzia schopná vytvárať trojrozmerné modely RELAP5-3D [32].

Medzi už aktívne nepodporované U.S.NRC kódy patria:

- TRAC-P a TRAC-B sa špecializujú na veľké havárie LOCA a systémové zmeny, ktoré môžu byť vypočítané jednorozmerne alebo trojrozmerné. V súčasnosti sú tieto kódy zahrnuté v TRACE.
- Kód CONTAIN je určený na modelovanie termohydraulických javov kontajmente pri tlakovodných a varných reaktoroch [30].

6.3.2 Neutrónový kód PARCS

U.S.NRC disponuje neutrónovým kódom PARCS (Purdue Advanced Reactor Core Simulator), ktorý má za úlohu simulovať distribúciu neutrónového toku v reaktore.

Tento kód rieši statické alebo časovo závislé multi-neutrónové difúzie. Je schopný simulovať abnormálne a havarijne stavy jadrových elektrární. Pri výpočte používa zjednodušenie vo forme homogenizovania jednotlivých súborov. Kód je vybavený rôznymi kalkulačnými modulmi na predpovedanie lokálnej a globálnej reakcie reaktora. Tieto výpočty umožňujú vypočítať statické parametre reaktora ako napríklad výpočet počiatočných podmienok, ktoré sú potrebné pre určenie počiatočného stavu reaktora. Tiež umožňujú stanovenie multiplikačného koeficientu k_{ef} a stanoviť kritickú koncentráciu bóru v systéme. Rovnako je PARCS schopný vypočítať časovo závislé prechodové javy ako napríklad polohovanie regulačných klastrov, zmenu koncentrácie bóru alebo zmenu reaktivity [33] [29].

6.3.3 Coupling

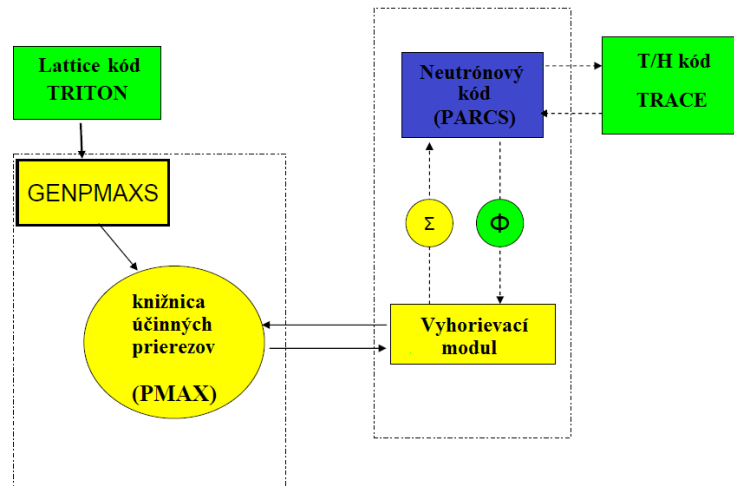
Aby boli výpočty presnejšie, v praxi sa využíva spájanie viacerých kódov. Spojenie PARCS a termohydraulického kódu umožní vykonávať výpočet s presným th. modelom namiesto zjednodušeného, ktorý PARCS obsahuje v základe. To je veľmi dôležité, pretože reaktory sa v súčasnosti prevádzkujú blízko svojim limitom [34].

Výhody spájania kódov sú [34]:

- efekt termohydrauliky na neutrónovú kinetiku sú riešené s vysokou presnosťou
- reálnejšia interakcia medzi aktívnou zónou reaktora a ostatnými časťami elektrárne
- znížená konzervatívnosť výsledkov

PARCS môže byť spojený termohydraulickými kódmi RELAP5 alebo TRACE. PARCS spracováva dáta z TRACE, pomocou ktorých vykonáva výpočty a tie poskytuje naspäť termohydraulickému kódu, aby vyriešil vedenie tepla v reaktore. Kódy pracujú na rovnakej časovej základni, pričom TRACE je o jeden časový krok vopred. Normálne celý proces riadi TRACE, ktorý kontroluje systém a komunikuje s PARCS. Vzhľadom k tomu, že PARCS je schopný vypočítať počiatočné podmienky (eigenvalue), kritickú koncentráciu bóru aj pohyby regulačných tyčí, musí byť schopný analyzovať krátkodobé (prechodné) aj dlhodobé (vyhorievanie paliva) javy jadra reaktora. Za účelom zaistenia schopnosti vypočítať vyhorenie paliva, bol do kódu pridaný modul

vyhorenia, rovnako ako takzvaný modul účinného prierezu pre spracovanie histórie vyhorenia a súčasného T-H stavu z kódu PMAXS. V súčasnej dobe PARCS využíva makroskopickú vyhrievaciu metódu, v ktorej nie sú jednotlivito sledované mikroskopické účinné prierezy a čísla hustoty paliva. Makroskopické účinné prierezy vhodných palivových podmienok sú generované za použitia lattice kódu ako napríklad HELIOS3, CASMO4, TRITON5. Pretože s výstupmi týchto kódov nie je PARCS schopný pracovať, je potrebné ich spracovať pomocou programu GenPMAXS, ktorý dáta spracuje a vygeneruje ich vo formáte čitateľnom pre PARCS. Schéma spolupráce je zobrazená na Obr. 6-1 [35].



Obr. 6-1: Schéma fungovania prídavných modulov pre PARCS

6.4 Výstupné súbory kódu PARCS

Funkciou výstupných súborov neutónového kódu PARCS je:

1. poskytnúť a v skratke interpretovať vstupné dáta potrebné pre výpočet
2. poskytnúť detailné informácie rôznych fyzikálnych javov, vyskytujúcich sa pri výpočte
3. poskytnúť zvláštny súhrnný súbor, ktorý obsahuje podstatné informácie

6.4.1 Typy výstupných súborov

Na výpočet prostredníctvom PARCS je potrebné zadať kódu parametre výpočtu. To je možné pomocou vstupného súboru `.inp`. Vo vstupnom súbore sú nadefinované požadované druhy výpočtov, ktoré sa majú vypočítať a zapísať do výstupných súborov, parametre aktívnej zóny a deje ktoré sa vo výpočte udejú. Po prebehnutí výpočtu kód vygeneruje hlavný výstupný súbor s príponou `.out` [33].

Okrem primárneho výstupného súboru, existujú aj ďalšie výstupné súbory. Napríklad súhrn výstup sa nachádza v súbore `.sum`. Tiež sem patrí napríklad *pin power file* (`.pin`), ktorý obsahuje detailné informácie z výpočtu výkonu pre súbory, pre ktoré je tento detailný výpočet požadovaný. Ďalej výstup s koncovkou `.bpf` obsahujúci údaje s hodnotami vypočítaných veličín, ktorý je schopný načítať napríklad program na tvorbu grafov. Súbor `.rst` obsahujúci informácie potrebné na reštart výpočtu pre každú kartu. Súbor obsahujúci globálne parametre jednotlivých zmien v konkrétnom čase, má koncovku `.plt`. Parametre ako výkon, reaktivita, maximálna teplota jadra paliva a priemerná výstupná teplota sú v súbore zaznamenané pre každý časový krok, pričom tento

súbor je generovaný automaticky, zatiaľ čo sa vo výpočte počíta prechodný jav. V súbore s príponou *.rho* sa nachádzajú hodnoty reaktivity, napríklad regulačných tyčí separovaných od celkovej reaktivity. Spätná väzba pre termohydraulické výpočty v konkrétnom výpočtovom stave je zaznamenaná v súbore s koncovkou *.fbv*. Ďalšie možné výstupy sú napríklad *Radial Power/Flux Shape (.shp)*, *XMGR Plot Window (.ace)*, *Debug output (.dbg)* Aby program vygeneroval potrebné súbory, je ich potrebné nakonfigurovať vo vstupnom súbore [33].

6.4.2 Hlavný výstupný súbor

Výsledky výpočtu sú v textovej forme, naformátované podľa vopred určených pravidiel a súbor má koncovku *.out*. Súbor možno otvoriť pomocou textových editorov. Ako bolo spomenuté, obsah výstupného súboru závisí od nastavenia vo vstupnom súbore, no niektoré parametre a aj štruktúra sú stále rovnaké a to:

1. Banner
2. Input echo (vstupné echo)
3. Problem Description (opis problému)
4. Steady-State Results (výsledky stacionárnych javov)
5. Transient Results (výsledky prechodných javov)
6. Summary Edit (zhrnutie)

1. Banner

Hlavičku súboru tvorí názov a verzia kódu, nasledovaná základnými údajmi programátora vstupného súboru a dátumom výpočtu zvaná tiež Banner.

2. Vstupné echo

Ďalšia časť je vstupné echo (viď. Obr. 6-2). Obsahuje informácie, ktoré poskytuje vstupný súbor. Tie sa zapisujú zároveň s ich načítaním, vďaka čomu je užívateľ v prípade chyby vo vstupnom súbore schopný túto chybu identifikovať. Zápis sa totiž zastaví ihneď po tom, ako sa vyskytne problém.

```

=====
Echo of Input Deck parcs.inp
=====
CNTL
  core_type      PWR
  core_power    29.45
!
!              S   S   S   S   P   S   S   S   S   R
!              1   2   3   4   5   6   7   8   9  10
!  bank_pos    355.0 355.0 355.0 355.0 355.0 355.0 355.0 355.0 355.0 127.8
!
!  ppm         1200.0
!  search      keff
!
!              input iteration  planar          adj
!              fdbk
!  IH_FDBK      F
!  int_th       T 1 VVER1000_PATHS_input.inp

```

Obr. 6-2: Príklad zobrazenia vstupného echa

Sú tu obsiahnuté napríklad informácie ako *core_type*, čo znamená typ použitého jadra vo výpočte. Počiatočný výkon je zapísaný pod kartou *core_power* a je udávaný v percentách celkového výkonu. Počiatočná koncentrácia bóru sa zapisuje pod kartu *ppm*. Pozícia regulačných klastrov je zaznamenaná pod *bank_pos* a obsahuje číslo jednotlivých skupín klastrov a polohu

v konkrétnom kroku. Pri výpočte je potrebné načítať knižnicu účinných priereзов. Tú kód použije buď z vlastnú alebo sa načítava z externého súboru. Vo výstupnom súbore je označená ako *EFIL_XS*. Palivové súbory reaktorov VVER majú šesťuholníkový tvar, čo je potrebné zohľadniť aj pri výpočtoch. Časť výstupu venovaná rozloženiu a zloženiu AZ je preto v tomto prípade nazvaná *GEOMHEX* (viď. Obr. 6-3). Výstup je pre tejto geometrii špecifický tým, že parameter opisujúci jej tvar má formu *GEO_DIM* a v našom prípade dve čísla. Prvé popisuje počet sústredných kruhov tvoriacich AZ a druhé počet rovín v rovine z, teda výšku AZ. *RAD_CONF* nám popisuje, aký tvar AZ je načítaný zo vstupného súboru. Tento údaj je v stupňoch a udáva časť zóny, ktorá má byť načítaná. Číslo 360 v našom prípade znamená, že sa výpočet vykonáva pre celú AZ. Pokiaľ by mal *RAD_CONF* hodnotu 180, vypočítaná by bola iba polovica AZ a druhá polovica by tým pádom bola považovaná sa identickú [33].

```

GEOMHEX
GEO_DIM          9          12
RAD_CONF         360
                29  29  29  29  29  29  29  29
                29  29  28  27  25  22  18  13  29  29
                29  13  7  26  24  21  17  12  7  28  29
                29  18  12  6  23  20  16  11  6  26  27  29
                29  22  17  11  5  19  15  10  5  23  24  25  29
                29  25  21  16  10  4  14  9  4  19  20  21  22  29
                29  27  24  20  15  9  3  8  3  14  15  16  17  18  29
                29  28  26  23  19  14  8  2  2  8  9  10  11  12  13  29
                29  7  6  5  4  3  2  1  2  3  4  5  6  7  29
                29  13  12  11  10  9  8  2  2  8  14  19  23  26  28  29
                29  18  17  16  15  14  3  8  3  9  15  20  24  27  29
                29  22  21  20  19  4  9  14  4  10  16  21  25  29
                29  25  24  23  5  10  15  19  5  11  17  22  29
                29  27  26  6  11  16  20  23  6  12  18  29
                29  28  7  12  17  21  24  26  7  13  29
                29  29  13  18  22  25  27  28  29  29
                29  29  29  29  29  29  29
!             hf2f      ndivhs
GRID_HEX      23.6      1
!             Assembly mesh spacing along z-axis
GRID_Z 23.6 10*35.5 23.6
!             num composition
ASSY_TYPE 1 281 1 2 3 4 5 6 7 8 9 10 283 FUEL
ASSY_TYPE 2 281 11 12 13 14 15 16 17 18 19 20 283 FUEL

```

Obr. 6-3: Znárodnenie geometrie AZ vrátane označenia jednotlivých súborov

Vzdialenosť medzi dvoma rovnobežnými hranami hexagonálneho usporiadania v centimetroch, je uvedený pod položkou *GRID_HEX*. Aby bol známy rozmer osi zo všetkých 12 rovín, kód zapisuje z položky *GRID_Z* rozmery jednotlivých rovín. Súčet všetkých zadaných rozmerov musí odpovedať počtu rovín, pričom rozmery sa načítavajú v poradí zdola hore. Každý použitý súbor môže mať svoje konkrétne zloženie a vo výstupnom súbore ho nájdeme pod parametrom *ASSY_TYPE*, ktorý obsahuje identifikačné číslo súboru, materiál každej z rovín a zakončené je typom súboru a to či sa jedná o palivo alebo reflektor. V prípade, že sa počíta prechodný jav, tak sa vo výstupe zobrazí karta TRAN a obsahuje informácie potrebné pre dej, ako napríklad *time_step*, kde je nastavený napríklad celkový čas deja, počiatková dĺžka kroku, čas prepnutia na nasledujúci krok alebo expanzný faktor, podľa ktorého môže každý nasledujúci krok zmeniť trvanie. Typov kariet môže byť viac, vyššie uvedené sú typy kariet nachádzajúce sa vo výstupnom súbore použitom v tejto práci. To ktoré budú zobrazené závisí od nastavenia vo vstupnom súbore [33].

3. Opis problému

V opise problému sa nachádza podrobný súhrn načítaných informácií. Opakuje sa tam rozmiestnenie súborov v AZ, parametre zóny, číslovanie, rozmery a zloženie rovín. Pridané je

jedinečné číslovanie súborov a ich rozloženie, tiež nakonfigurované zloženie povrchov AZ a nastavené parametre a typy výpočtov.

4. Výpočty statických stavov

Po výpisoch načítaných hodnôt, nasledujú vo výstupnom súbore samotné výsledky výpočtov. Ako prvé (viď. Obr. 6-4), sú zobrazené výpočty počiatočných podmienok, ako napríklad efektívny multiplikačný koeficient k_{ef} alebo výkon jadra. Ďalej sa tu nachádza priemerné rozloženie výkonu v rovine pre jednotlivé súbory pod názvom Assembly Power Distribution a distribúcia výkonu v jednotlivých rovinách AZ je nazvaná Axial Power Distribution. Výkony jednotlivých rovín sú ďalej počítané pre každú rovinu, pričom vypísaná je maximálna hodnota a súradnice súboru, v ktorom sa nachádza [33].

```

=====
Steady State Eigenvalue Calculation Results
=====
K-Effective:    0.991862
Boron Conc:     0.00
Core Power Level: 2.945000E-01

Assembly Power Distribution

##### box power

-26 -24 -22 -20 -18 -16 -14 -12 -10 -8 -6 -4 -2 0 2 4 6 8 10 12 14 16 18 20 22 24 26 28 30

-14                0.6100 0.7604 0.7825 0.7827 0.7609 0.6103
-12                0.6103 0.9818 1.1633 0.9623 1.1579 0.9629 1.1641 0.9818 0.6100
-10                0.7609 1.1641 1.0786 1.3051 1.0166 1.0170 1.3062 1.0786 1.1633 0.7604
-8                 0.7827 0.9629 1.3062 1.0486 1.0017 0.9816 1.0020 1.0486 1.3051 0.9623 0.7825
-6                 0.7825 1.1579 1.0170 1.0020 1.0293 1.0052 1.0053 1.0293 1.0017 1.0166 1.1579 0.7827
-4                 0.7604 0.9623 1.0166 0.9816 1.0053 1.0573 1.3310 1.0573 1.0052 0.9816 1.0170 0.9629 0.7609
-2                 0.6100 1.1633 1.3051 1.0017 1.0052 1.3310 1.1026 1.1026 1.3310 1.0053 1.0020 1.3062 1.1641 0.6103
0                  0.9818 1.0786 1.0486 1.0293 1.0573 1.1026 1.0762 1.1026 1.0573 1.0293 1.0486 1.0786 0.9818
2                  0.6103 1.1641 1.3062 1.0020 1.0053 1.3310 1.1026 1.1026 1.3310 1.0052 1.0017 1.3051 1.1633 0.6100
4                  0.7609 0.9629 1.0170 0.9816 1.0052 1.0573 1.3310 1.0573 1.0053 0.9816 1.0166 0.9623 0.7604
6                  0.7827 1.1579 1.0166 1.0017 1.0293 1.0053 1.0052 1.0293 1.0020 1.0170 1.1579 0.7825
8                  0.7825 0.9623 1.3051 1.0486 1.0020 0.9816 1.0017 1.0486 1.3062 0.9629 0.7827
10                 0.7604 1.1633 1.0786 1.3062 1.0170 1.0166 1.3051 1.0786 1.1641 0.7609
12                 0.6100 0.9818 1.1641 0.9629 1.1579 0.9623 1.1633 0.9818 0.6103
14                 0.6103 0.7609 0.7827 0.7825 0.7604 0.6100

Maximum Pos. Maximum Value
( -6, 2 ) 1.3310

Axial Power Distribution

Distance (cm) Power Plane Mesh
from Bottom Number (cm)
17.75 0.634 2 35.50
53.25 1.200 3 35.50

```

Obr. 6-4: Príklad zobrazenia výpočtu Steady State

V prípade potreby, je možné vo výstupe obsiahnuť viac parametrov, ako napríklad rôzne teploty moderátora, teploty paliva, rozloženie a hustota xenónu a samária.

5. Výpočty prechodových stavov

Výpočty prechodových stavov sa počítajú pre každý časový krok osobitne a rovnako sú pre jednotlivé časy vypísané vo výstupnom súbore. Na začiatku sa nachádza tabuľka stavu výpočtu, údaje o reaktivite a výkone. Nasleduje opäť jednotlivé rozloženie výkonov, teplôt a bórovej koncentrácie.

6. Zhrnutie

Ako názov karty naznačuje, v zhrnutí sa nachádzajú celkové výsledky výpočtov. Okrem klasických parametrov, ako level výkonu v percentách a reaktivita, tu nájdeme maximálnu teplotu AZ v °C, maximálnu teplotu paliva v °K. Tiež sa tu nachádzajú priemerné toky výkonu v súboroch a súbor je zakončený časom potrebným k výpočtu jednotlivých sekcií.

7 PROGRAMY NA SPRACOVANIE VÝSLEDKOV

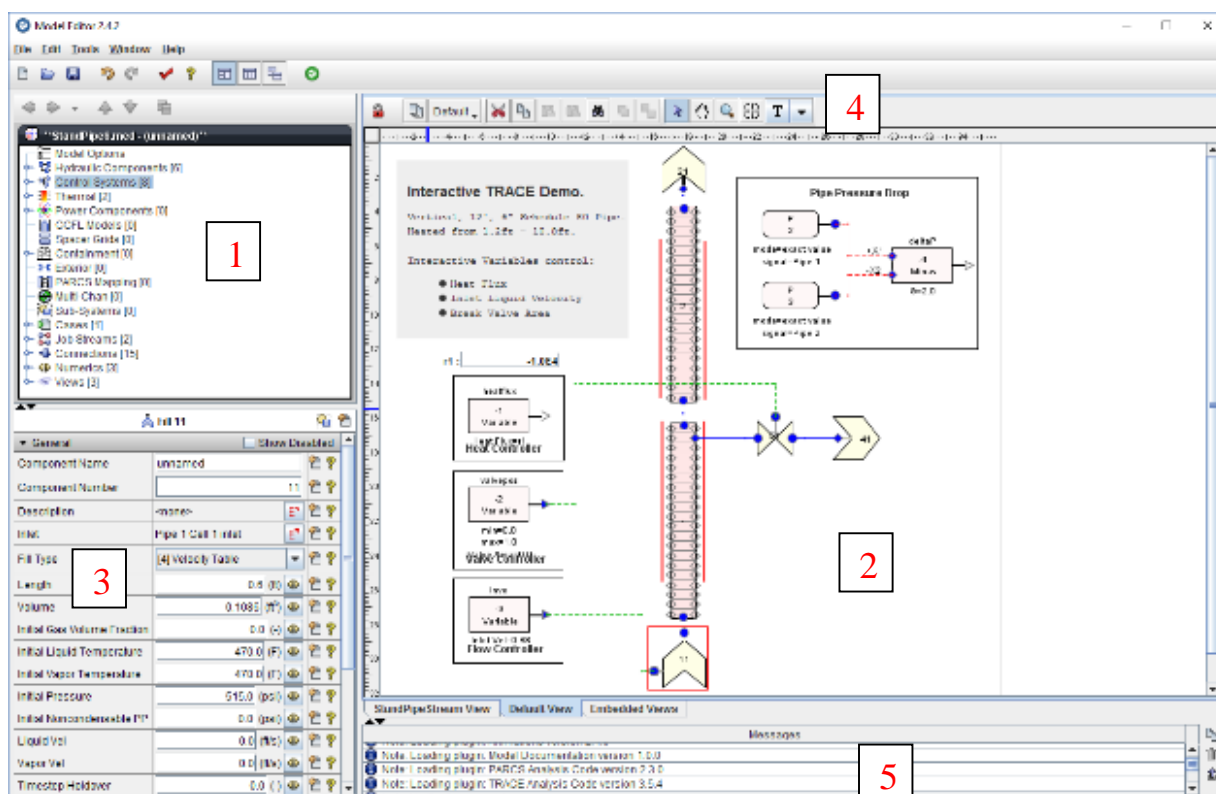
Výstupný súbor z počítačových kódov môže obsahovať obrovské množstvo údajov zoradených do veľkého počtu riadkov. Aby boli údaje zrozumiteľnejšie pre používateľa a taktiež pre ich jednoduchšie spracovanie, je možné použiť rôzne programy, ktoré dokážu načítať výstupný súbor, prípadne obsahujú grafické prostredie s potrebným integrovaným kódom. Táto práca sa zaoberá spracovaním výsledkov v rozhraní SNAP a AptPlot ktoré sú popísané v nasledujúcich kapitolách, a rovnako ako napríklad PARCS patria pod U.S.NRC.

7.1 SNAP

Symbolic Nuclear Analysis Package, v skratke SNAP, je balík programov bežiaci na platforme Java, slúžiaci na zjednodušenie vytvárania vstupných súborov alebo spracovania ich výsledkov. Pri vytvorení výpočtu pomocou SNAP nemusí užívateľ poznať príkazy ako v prípade tvorby vstupného súboru v textovej forme. Spracovanie výsledkov umožňuje tak, že je v ňom možné tvoriť grafy a animácie priamo napojené na výsledky výpočtu. V súčasnosti podporuje 8 analyzačných kódov a to PARCS, TRACE, RELAP5, RADTRAD, MELCOR, FRAPCON-3, COBRA a CONTAIN, pričom každý kód potrebuje nainštalovanie osobitného modulu. Pre potreby bakalárskej práce bol využitý modul pre PARCS. SNAP pozostáva z klientov nazvaných Model Editor, Job Status a Configuration Tool, čo sú moduly vyvinuté na konfiguráciu výpočtového serveru alebo aj Calculation server. Ten slúži na samotné výpočty alebo môže bežať na vzdialenom počítači, ku ktorému sa užívateľ môže vzdialene pripojiť [36].

7.1.1 Model editor

Model editor je základný modul, za pomoci ktorej môže používateľ navrhnuť vstup pre analyzačné kódy, graficky zobrazíť výsledky výpočtov a navrhnuť a zadať výpočtovému serveru rôzne zadania výpočtov. Pozostáva z navigátora (1), pohľadu (2), zobrazenia nastavení (3), panela nástrojov (4) a zo stavového okna (5) (viď. Obr. 7-1).



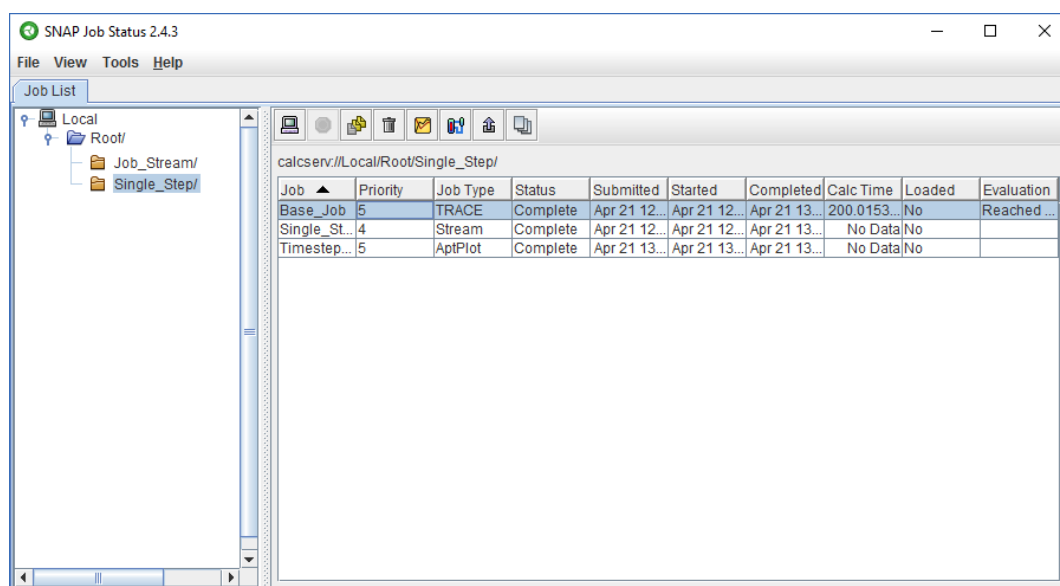
Obr. 7-1: Základné rozloženie okna modulu Model Editor

Na uskutočnenie výpočtu a načítanie výsledkov na spracovanie, má používateľ viac možností. Prvá je samotné načítanie vstupného súboru a jeho vypočítanie, alebo je možné poskladať si model priamo v aplikácii. Samotné časti modelu sa vytvárajú v kolónke zvanej navigátor, odkiaľ sa pri tvorení modelu môžu presunúť do pohľadu. V tomto okne sa okrem použiteľných súčastí zobrazujú aj ostatné možnosti potrebné na správu modelu. Diely modelu je však potrebné nakonfigurovať tak, aby mali požadované vlastnosti a konfiguráciu je samozrejme nutné vykonať aj pre celý tvorený model. Toto je možné napríklad v okne na zobrazenie nastavení, v ktorom sa po kliknutí na položku v navigátore alebo pohľade ukážu možnosti nastavenia danej položky. V paneli nástrojov sa nachádzajú nástroje používané v súvislosti s pohľadom. Nájde tu napríklad nastavenie vrstiev, funkcie kopírovania, ale aj skratky na vkladanie komponent alebo funkcií. V stavovom okne sa zobrazujú správy ohľadom načítania súborov, modulov alebo sa tu zobrazujú chyby, ktoré nastali pri konkrétnych operáciách. Jednou z funkcií je teda vypracovanie a predanie výpočtu, ako úlohy výpočtovému serveru.

Ako bolo spomenuté, SNAP slúži aj na spracovanie výsledkov. To sa v práci vykonáva pomocou animačného modelu, ktorý sa vytvára tiež v Model Editore, ale na rozdiel od modelu rôznych výpočtových kódov, slúži hlavne na spracovanie výsledkov z rôznych úloh výpočtového servera.

7.1.2 Job Status

Job Status (viď. Obr. 7-2) je používaný na zobrazenie priebehu úlohy na výpočtovom serveri, načítanie lokálnych dátových súborov ako novú úlohu. Obsahuje dve základné okná a panel úloh. Prvé okno slúži na zobrazenie cesty k načítaným úlohám a druhé zobrazuje dostupné úlohy. Tiež je možné v jeho rozhraní exportovať rôzne výstupné súbory. Aby výpočtový server vedel, kam má ukladať svoje výstupné súbory, je potrebné využiť tento modul na definovanie koreňového priečinku, slúžiaceho na následné zapisovanie výsledkov.



Obr. 7-2: Rozhranie modulu Job Status

7.1.3 Configuration Tool

Pretože SNAP je balíček programov, na ich komplexné nastavenie sa používa modul Configuration Tool. Umožňuje pridávať nové kódy, nastavovať výpočtový server, prípadne meniť zdrojové súbory jednotlivých výpočtových kódov.

7.2 AptPlot

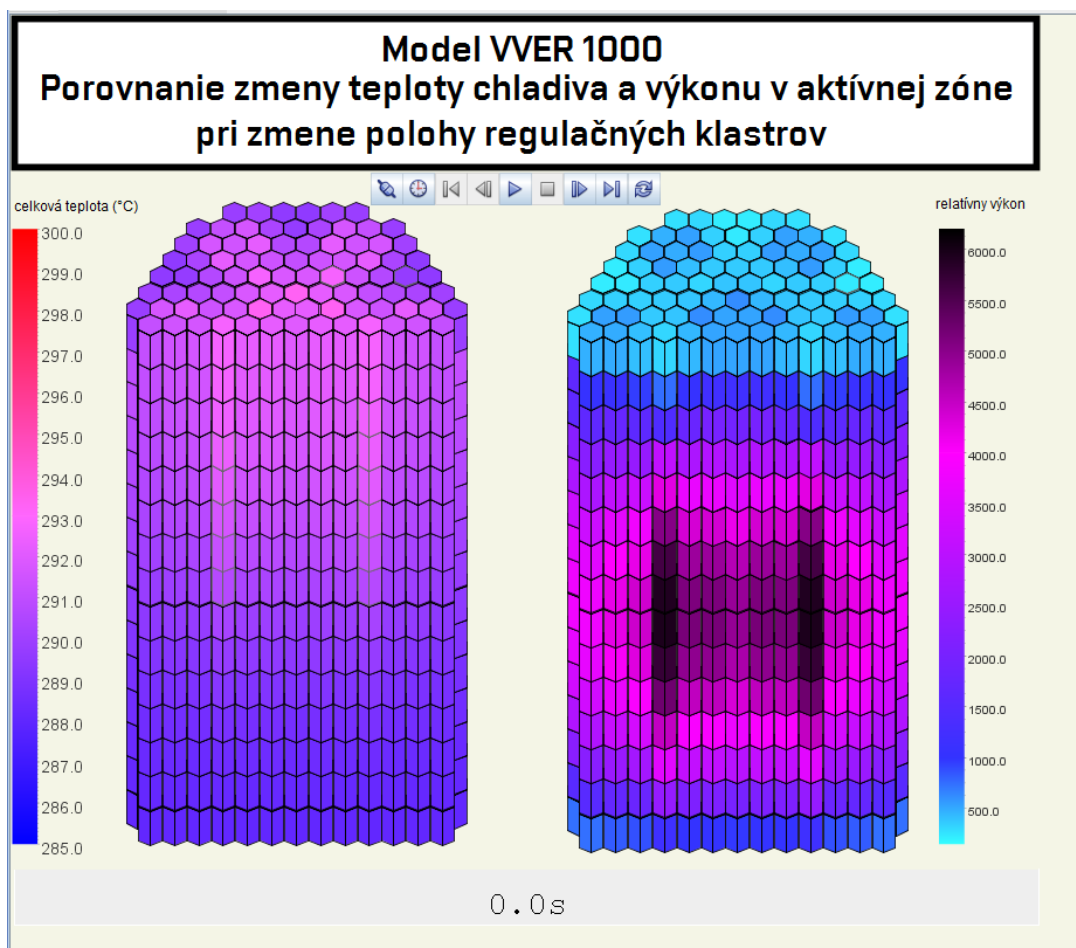
Prehľadné spracovanie výsledkov, ktoré sú generované ako veľké množstvo dát môžeme jednoduchšie zobrazit' v programe AptPlot. Funkciou AptPlot je tvorba 2D grafov a to je možné buď priamo v grafickom prostredí alebo pomocou skriptov, podľa ktorých je program schopný grafy vytvoriť. Program môže byť spúšťaný samostatne, alebo je možné ho vyvolať priamo z Model Editora, vďaka jeho integrácii. Podobne ako SNAP využíva platformu Java, čiže je spustiteľná na mnoho rôznych platformách počítačov.

8 SPRACOVANIE VÝSLEDKOV SIMULÁCIE

V tejto bakalárskej práci sú spracovávané výsledky z výpočtu vystrelenia regulačného klastru z aktívnej zóny reaktoru. Na získanie hodnôt bol použitý neutrónový kód PARCS. V rozhraní SNAP bol vytvorený animačný model a výsledky sú tiež porovnané aj za pomoci programu AptPlot.

8.1 Animačný model v SNAP

Na vytvorenie animačného modelu z výsledkov výpočtu je použité rozhranie SNAP. Vo vytvorenom modeli je užívateľ schopný zobrazit' výstupné dáta z výpočtu pomocou kódu PARCS, ktoré je potrebné ku modelu priamo v SNAP pripojiť. Model je univerzálny, čiže pokiaľ užívateľ potrebuje zobrazit' výsledky z rôznych simulácií, stačí jednoducho pripojiť iný zdrojový súbor. Jediná podmienka je rovnaká konfigurácia a tvar aktívnej zóny. Na demonštráciu funkčnosti modelu bol vytvorený výpočet vystrelenia regulačného klastru z aktívnej zóny opísaný v kapitole 6.1.



Obr. 8-1: Zobrazenie pohľadu Porovnanie v čase $t=0.0$ s

Pri tvorbe modelu sú v rozhraní SNAP predkonfigurované rezy AZ. Tie je však možné použiť iba pri štvorcovom rozložení AZ, avšak VVER má rozloženie šesťuholníkové. Z toho dôvodu museli byť všetky časti (bunky) v modeli kreslené ručne. Tak isto nebolo možné využiť možnosti automatizovaného prirad'ovania údajov do jednotlivých buniek a tieto údaje tam museli byť vkladané po jednom.

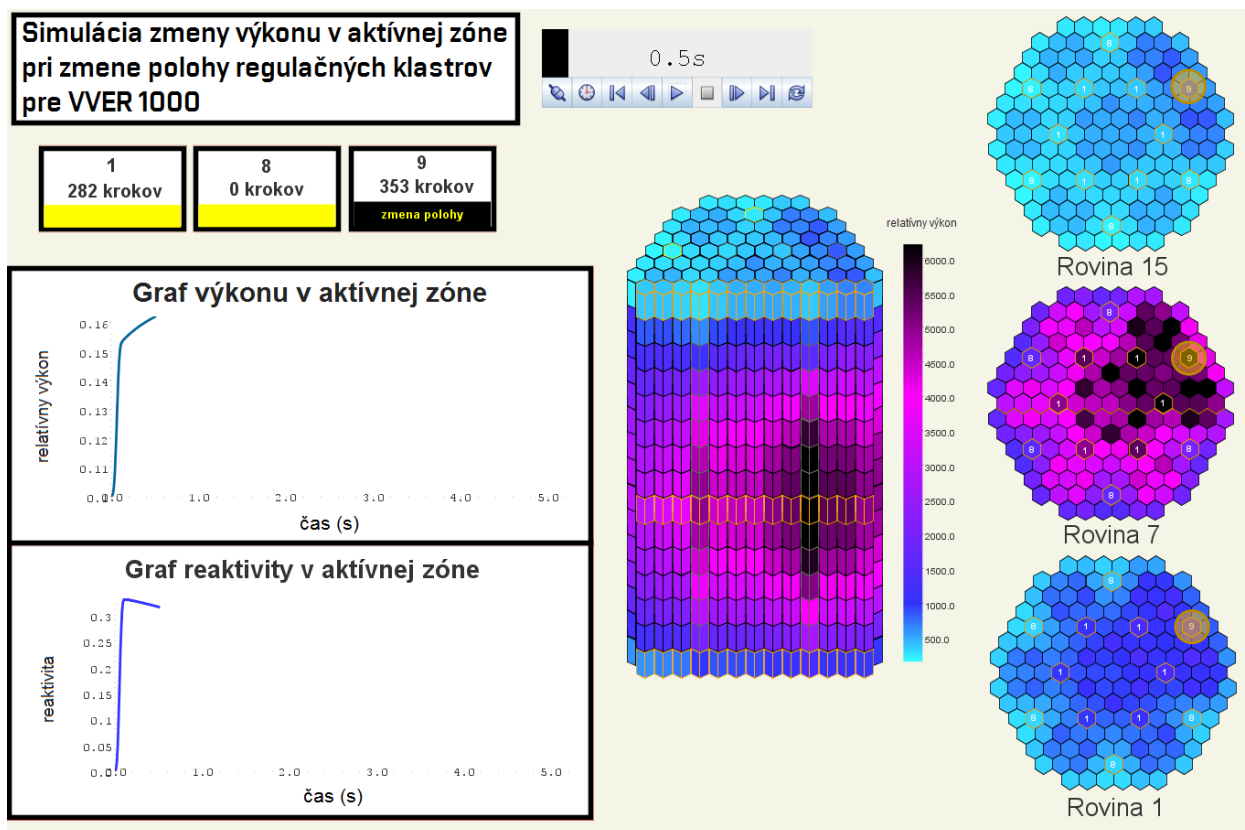
Animačný model je kvôli prehľadnosti rozdelený na tri základné časti, pohľady, a to Porovnanie, Teplota a Výkon. Pretože sa jedná o animáciu deja ktorý je závislý na čase, každá časť obsahuje ovládací panel na ovládanie času v animácii a pripojenie modelu k zdroju dát. Na zobrazenie stavu času sa v každom pohľade nachádza slider, ktorý zobrazuje aktuálny čas a tiež je ním možné jednoduchšie sa v animácii posúvať. Pretože zmena jednotlivých parametrov sa prejavuje zmenou farby konkrétnej časti, v každý pohľad tiež obsahuje potrebné farebné mapy so stupnicou veličiny ktorú má mapa zobrazovať. Farebná mapa je použitá pre zmenu teploty chladiva, ktorá je vo výpočte značená ako t_{cool} a zmenu výkonu vo výpočte značenú $relp$.

Pohľad Porovnanie

Táto časť obsahuje vedľa seba znázornené rezy tej istej aktívnej zóny, pričom ľavá zobrazuje zmenu teploty chladiva v AZ a pravá zobrazuje zmenu výkonu v AZ. Jeho účel je užívateľovi jednoducho zobraziť ako sa pri zmene výkonu mení teplota chladiva. Obr. 8-1 znázorňuje počiatočný stav výpočtu. Z obrázku je jasné, že teplota chladiva rastie s tým, ako voda prúdi zo spodnej časti reaktora smerom nahor a ohrieva sa.

Pohľad Výkon

Tento pohľad je oproti Porovnaniu detailnejšie zameraný práve na zmeny výkonu v aktívnej zóne. Pribudli rezy aktívnej zóny a to rezy 1., 7. a 15. roviny. Vďaka týmto rezom AZ vidí užívateľ detailne zmenu výkonu nielen po výške ale aj v rovine a to pre každý súbor jednotlivo.



Obr. 8-2: Zobrazenie pohľadu Výkon v čase $t=0.5$ s

Počas simulácie sa v 12 súboroch nachádzajú regulačné klastre. Sú označené číslicami 1, 8 a 9 a ich poloha je zaznamenaná v Tab. 8-1. V modeli je poloha klastrov znázornená na ukazovateli polohy, ktorý pri pohybe konkrétneho regulačného klastru mení farbu a zobrazí aktuálnu pozíciu. Ostatné klastre sú vysunuté mimo aktívnu zónu. Na Obr. 8-2 je zaznamenaný dej v čase 0.5 s, čiže

počas behu animácie. Pretože vo výpočte regulačný klaster č.9 (na Obr. 8-2 zvýraznený v žltom kruhu) vystrelí z úplne zasunutej polohy mimo aktívnu zónu, je vidieť, že výkon podľa predpokladu v mieste nehody stúpa. Najviac zmenu vidno v strede AZ kde výkon reaktora najväčší.

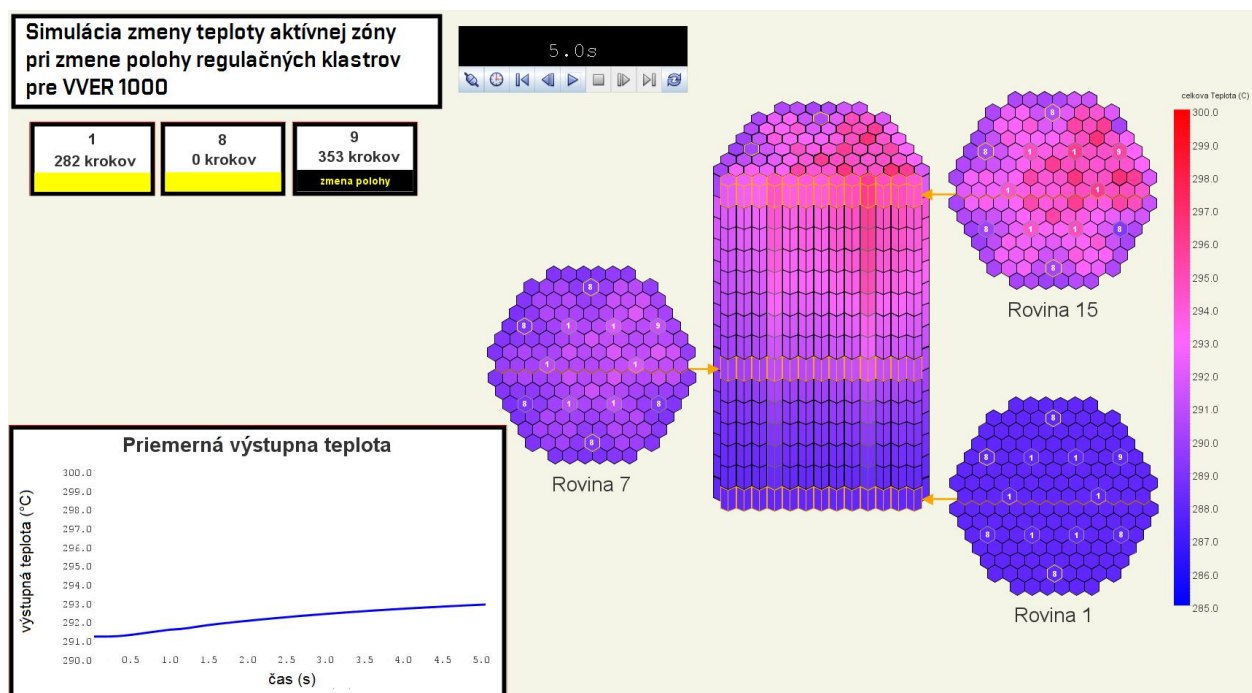
V tomto pohľade sa tiež nachádzajú dva grafy. Prvý s názvom Graf výkonu v aktívnej zóne zobrazuje celkovú zmenu výkonu v aktívnej zóne. Druhý s názvom Graf reaktivity v aktívnej zóne, ako napovedá jeho názov, zobrazuje zmenu reaktivity počas konkrétneho prechodného deja. Tá po vystrelení ihneď narastá, no s narastajúcim časom má tendenciu klesať.

Tab. 8-1: Poloha regulačných klastrov v konkrétnom čase

čas t=0.0 s		čas t=0.1 s	
klaster	poloha v krokoch	klaster	poloha v krokoch
1	282	1	282
8	0	8	0
9	0	9	353

Pohľad Teplota

Pohľad teplota obsahuje detailnejšie zobrazenie zmeny teploty chladiva v aktívnej zóne. Podobne ako pri zobrazení výkonu sa tu nachádzajú indikátory zmeny polohy klastrov, rezy pre detailné zobrazenie zmeny teploty v rovinách a graf. Ten však zobrazuje priemernú výstupnú teplotu. Na Obr. 8-3 je znázornený pohľad Teplota po dokončení simulácie, čiže v čase 5.0 s. Z obrázku vyplýva, v mieste kde došlo k vystreleniu klastra a došlo k zvýšeniu výkonu dochádza aj k väčšiemu ohrevu chladiva ako v iných častiach reaktora, čo je očakávaný dej.



Obr. 8-3: Zobrazenie pohľadu Teplota v čase t=5.0 s

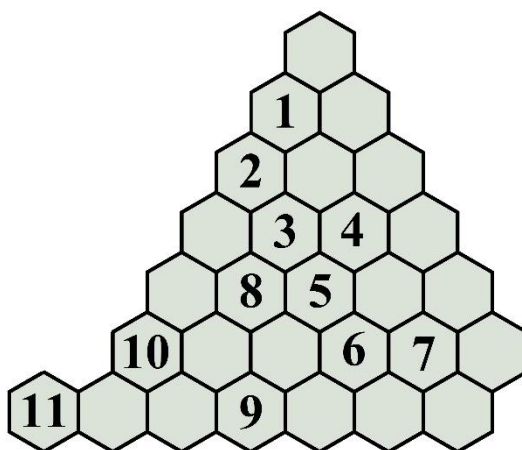
SNAP umožňuje priamo navrhnuť a vypočítať simuláciu v kóde PARCS. Animačný model môže byť priamo spojený s takýmto výpočtom, čo umožňuje veľmi jednoduchú zmenu vstupných údajov pre výpočet a výsledky zobraziť ihneď po dokončení výpočtu. Animačný model vytvorený

pre potrebu práce je takto spojený s výpočtom, preto je v ňom veľmi jednoduché zmeniť počiatočnú polohu regulačných klastrov, alebo simulovať vystrelenie iného klastru.

8.2 Spracovanie výsledkov pomocou AptPlot

Nie každý užívateľ potrebuje výsledky v animovanej forme, ako sú spracované v predchádzajúcej kapitole. V prípade porovnávania viacerých výpočtov je možné výsledky sledovaných veličín zobrazit' v grafoch. V rámci práce boli spracované výsledky ďalšieho výpočtu, ktorý sa tiež zaoberá nehodou vystrelenia regulačného klastru, no namiesto detailného sledovania zmeny teploty chladiva a výkonu v aktívnej zóne, tento zjednodušený experiment porovnáva dopad vystrelenia jednotlivých klastrov na výkon a reaktivitu v aktívnej zóne.

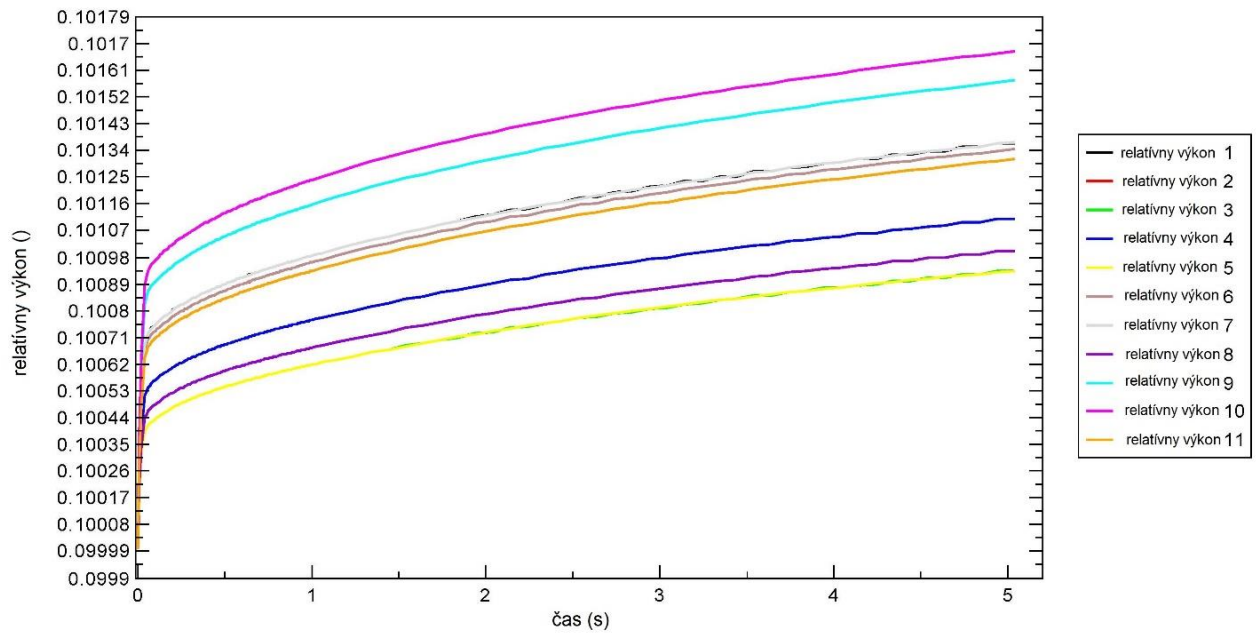
Pretože sa vo výpočte sa uvažuje symetrický tvar aktívnej zóny, výpočty boli uskutočnené len pre 1/6 AZ. V ostatných častiach môžeme predpokladať, že dopad vystrelenia bude rovnaký. Rozloženie a číslovanie klastrov počas výpočtu je zobrazené na Obr. 8-4. Rovnaké číslovanie je použité aj v legendách grafov za zobrazovanou veličinou. Počiatočná výška všetkých klastrov bola 200 krokov, pričom výška aktívnej zóny je rozdelená na 353 krokov.



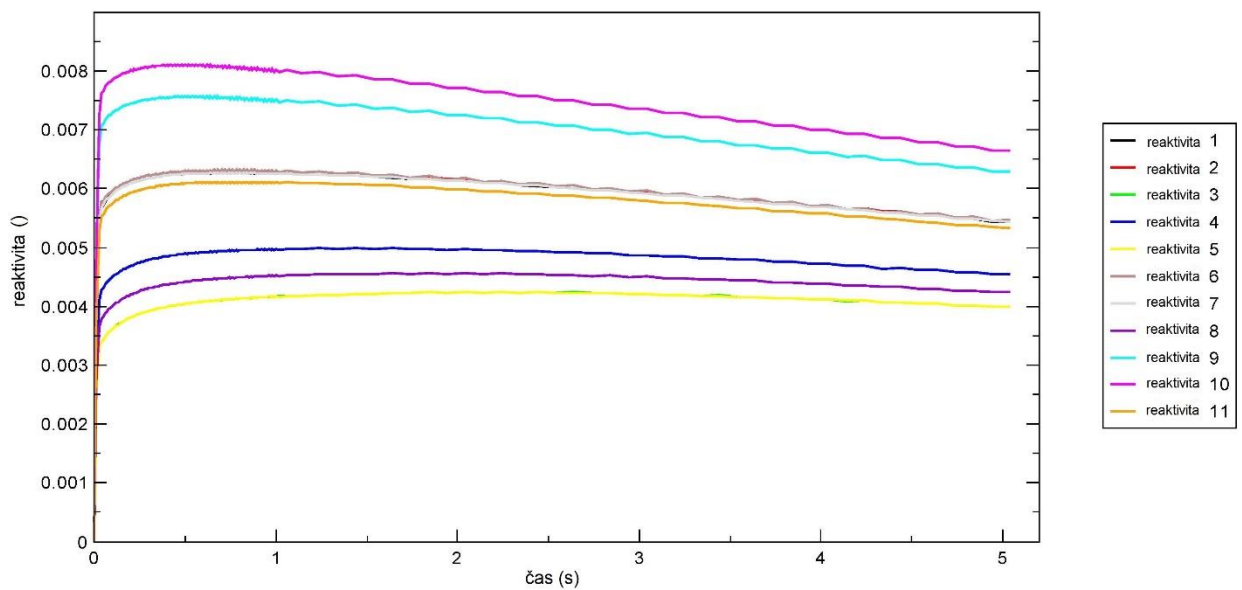
Obr. 8-4: Značenie regulačných klastrov v simulácii

Pre potreby práce bol vytvorený zjednodušený výpočet nehody. Experiment spočíval v postupnom vystreľovaní klastrov podľa poradia znázornenom na Obr. 8-4. Každé vystrelenie vychádzalo z rovnakého počiatočného stavu, opísaného vyššie. Celkovo bolo pre potreby experimentu vytvorených a vypočítaných 11 výpočtov pomocou kódu PARCS.

Z výsledku výpočtov vyplýva, že najväčší dopad na zmenu výkonu a reaktivity v aktívnej zóne má vystrelenie klastru s číslom 10. Vystrelenie klastrov s číslom 1, 2, 6, 7 má na aktívnu zónu rovnaký vplyv a rovnako na ňu pôsobí aj vystrelenie centrálného klastru. Vplyv vystrelenia všetkých klastrov je znázornený na Obr. 8-5 a Obr. 8-6. Pretože sa jednalo o značne zjednodušený výpočet, výsledky by boli v praxi rozdielne. Pre prácu však postačujú, pretože jej cieľom je hlavne ich spracovanie.



Obr. 8-5: Graf zmeny výkonu v AZ pri vystreľovaní regulačných klastrov



Obr. 8-6: Graf zmeny reaktivity v AZ pri vystreľovaní regulačných klastrov

9 ZÁVER

Reaktor VVER 1000 patrí do skupiny najpoužívanejších typov jadrových reaktorov a to tlakovodné reaktory. Týmto typom reaktora sa zaoberala aj táto bakalárska, pretože sa dva reaktory VVER 1000 nachádzajú aj na území Českej republiky, z čoho vyplýva viac dostupných poznatkov o konštrukcii a prevádzke reaktora. Táto práca bola v prvej časti zameraná na oboznámenie sa s konštrukciou aktívnej zóny reaktora VVER 1000. Preto sa v práci nachádza popis samotnej zóny, reaktoru ako celku a základného fyzikálneho princípu fungovania reaktora. Pre lepšie zorientovanie sa vo využívaní týchto reaktorov som do práce pridal súpis všetkých už existujúcich reaktorov a reaktorov VVER 1000 ktoré sú vo výstavbe.

Získané poznatky boli využité v ďalšej časti práce. Tou bolo zoznámenie sa a použitie s nástrojov na výpočet stavov jadrového reaktora a nástrojov učených sa spracovanie výsledkov týchto výpočtov. Ako výpočtový kód bol v práci použitý PARCS. Je to kód používaný U.S.NRC a v práci bol použitý kvôli skúsenostiam s jeho používaním na FEKT VUT v Brne a schopnosti vykonávať výpočty reaktora VVER 1000. Na spracovanie výsledkov bolo použité rozhranie SNAP, v práci slúžiace na vytvorenie animačného modelu. Grafy z výpočtov boli vytvorené v AptPlot. Ako zdroj údajov bola použitá projektová nehoda vystrelenie regulačného klastru.

Znalosti konštrukcie a rozloženia aktívnej zóny reaktoru VVER 1000 boli plne využité pri samotnom výpočte a spracovaní jeho výsledkov. Ako prvý bol vytvorený animačný model aktívnej zóny v rozhraní SNAP. Bol navrhnutý sa animáciu výsledkov výpočtu kódu PARCS. Pri jeho tvorbe bol kladený dôraz na jednoduchosť zobrazenia potrebných parametrov a univerzálnosť modelu, čo sa aj podarilo. Pri tvorbe modelu nebolo možné využiť nástroje na animáciu, ktoré sa nachádzajú v SNAP ako rôzne rezy aktívnej zóny a 3D model nádoby. Tie je možné použiť iba pre štvorcové usporiadanie aktívnej zóny. Problém bol vyriešený postupným ručným nakreslením všetkých potrebných častí reaktora v podobe samostatných buniek, ktoré boli neskôr pospájané do želaného tvaru a ručným pridaním zdrojových údajov pre každú bunku. Animačný model znázorňuje veličiny ako výkon a reaktivita AZ, teplotu chladiva a priemernú výstupnú teplotu chladiva. Pretože je animácia interaktívna, užívateľ si ju môže kedykoľvek zastaviť alebo v nej preskočiť na želaný čas. Takto je možné pomerne detailne skúmať priebeh sledovaných zmien v aktívnej zóne. Univerzálnosť modelu dokazuje napríklad jeho schopnosť načítať dáta z rôznych výpočtov. Nie je problém k modelu pripojiť zdroj dát z iného výpočtu, napríklad z vystrelenia iného klastru alebo pohybovať jednotlivými klastrami a sledovať dopad na AZ. Model je taktiež pripravený na priame prepojenie a v budúcnosti je možné jednoducho v rozhraní SNAP nastavovať parametre a výsledky hneď animovať.

Druhým spôsobom spracovania výsledku bolo ich spracovanie v grafoch. Okrem samotného zobrazenia výsledkov bol v tejto časti kladený dôraz aj na ich obsah. V nich bolo porovnaný vplyv vystrelovania jednotlivých klastrov na AZ. Kvôli zjednodušeniu výpočtu boli vykonané výpočty len pre 1/6 aktívnej zóny a pozícia klastrov bola nastavená pre všetky klastry na rovnakú počiatočnú hodnotu pre všetky výpočty. Pri danej konfigurácii aktívnej zóny je z grafov jasné, že najväčší vplyv má na aktívnu zónu vystrelenie klastru číslo 10.

POUŽITÁ LITERATÚRA

- [1] Nuclear Power Reactors. World Nuclear Association [online]. UK: World Nuclear Association, b.r., Január 2016 [cit. 2016-04-11]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
- [2] Heavy water reactors: *status and projected* development [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002 [cit. 2016-04-17]. ISBN 92-011-1502-4. Dostupné z: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/TRS407_scr/D407_scr1.pdf
- [3] SLUGENĚ, Vladimír, Matej FLOREK, Peter UHRÍK, Jozef MARKUŠ a Jozef TOMEK. Jadrové zariadenia, jadrová bezpečnosť [online]. Bratislava, 2009, 74 s. Informačný materiál SNUS. Dostupné také z: <http://edu.snus.sk/ucebnice/Slugen-JZ.pdf>
- [4] BÖCK, . WWER/VVER (Russian designed Pressurised Water Reactors). Viedeň: Atominstitut, 2016. Dostupné také z: <http://www.oektg.at/wp-content/uploads/05-Russian-designed-PWRs1.pdf>
- [5] *Modely a analýzy v kontejnmentovém systéme s potlačením tlaku při haváriích s únikem chladiva*. Brno, 2014, 66 s. Diplomová práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojího inženýrství. Vedoucí práce Ing. Jiří Martinec, Ph.D.
- [6] STATE ATOMIC ENERGY CORPORATION ROSATOM. *The VVER today: Evolution Design Safety*. Rusko, b.r.. Dostupné také z: http://www.rosatom.ru/en/resources/b6724a80447c36958cface920d36ab1/brochure_the_vver_today.pdf
- [7] HLOUŠEK, Jan. *Atomové století* [online]. 5. b.r., 256 s. [cit. 2016-04-17]. Dostupné z: http://www.jachymov-joachimsthal.cz/kniha/atomove-stoleti/dil_5.pdf
- [8] Prenhall [online]. b.r. [cit. 2016-04-23]. Dostupné z: http://wps.prenhall.com/wps/media/objects/476/488316/Instructor_Resources/Chapter_17/FG17_10.JPG
- [9] Technické provedení JE *Temelín* [online]. b.r. [cit. 2015-11-05]. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderne-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeni.html>
- [10] OCHRANA, Ladislav a Stanislav CETKOVSKÝ. *Provoz, zkoušení a dozimetrie jaderně energetických zařízení* (s reaktory VVER). První. Praha: Vysoké učení technické v Čs. redakci VN MON, 1988, 216 s.
- [11] DUBŠEK, František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. 1. vyd. Praha: Mezinárodní organizace novinářů, 1990, 303 s. ISBN 80-214-0077-3.
- [12] PRIS: Power Reactor InformationSystem [online]. International Atomic Energy Agency, 2016, 20.3.2016 [cit. 2016-04-20]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/PRIS/home.aspx>

- [13] . OKB “GIDROPRESS” [online]. Podolsk, b.r. [cit. 2016-04-23]. Dostupné z: <http://www.gidropress.podolsk.ru/en/projects/wwer1000.php>
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *WWER-1000 Reactor Simulator: Material for Training Courses and Workshops*. 2005. Vienna: IAEA Austria, 2005, 89 s. second edition. ISSN 1018-5518. © IAEA.
- [15] TVRDÝ, Miloslav. Návrh programu pro výpočet výkonu a průtoku aktivní zónou z parametrů sekundárního okruhu pro JE s reaktorem VVER 440. Brno, 2010, 63 s. Diplomová práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství. Vedoucí práce Ing. Pavel Nerud.
- [16] IVANOV, Boyan, Pavlin GROUDEV, Vasil HADIJEV, Malinka PAVLOVA a Kostadin IVANOV. US DEPARTMENT OF ENERGY. *VVER-1000 Coolant Transient Benchmark*. 1. USA: NUCLEAR ENERGY AGENCY, 2002, 175 s. Dostupné také z: <https://www.oecd-neo.org/science/docs/2002/nsc-doc2002-6.pdf>
- [17] OTČENÁŠEK, Petr. Základy konstrukce a funkce jaderných elektráren [online]. Praha: Katedra jaderné chemie FJFI ČVUT, b.r., 172 s. [cit. 2015-11-06]. skriptum. Dostupné z: <http://www.jaderna-chemie.cz/data/documents/vyuka/otcenasek/ZKJE-skripta.zip>
- [18] ZÁCHA, Pavel. Jaderné systémy I a Jaderné reaktory a parogenerátory 3. část: Komponenty a systémy. Praha: ČVUT v Praze, Fakulta strojní Ústav energetiky, b.r.. přednáška. [cit. 2015-12-11] Dostupné také z: http://energetika.cvut.cz/files/JS1_JR_prednasky_3.cast%20-%20komponenty%20a%20systemy.pdf
- [19] MATAL, Oldřich a Hugo ŠEN. *Jaderná zařízení a jejich bezpečnost*. Vyd. 1. Brno: Akademické nakladatelství CERM, 2011, 174 s. ISBN 978-80-214-4349-5.
- [20] RAČEK, Jiří. *Jaderné elektrárny*. Vyd. 2. Brno: Zdeněk Novotný, 2002, 196 s. ISBN 80-214-2945-3.
- [21] MEČÍŘ, Václav. *ČEZ A. S. WWER-2010: Experience & Perspectives TVSA-T Implementation*. Praha, 2010. prezentácia. Dostupné také z: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/016/42016149.pdf
- [22] SÁNCHEZ, V., W. JAEGER, M. BOETTCHER, K. IVANOV a R. STIEGLITZ. *KARLSRUHE INSTITUTE OF TECHNOLOGY, INSTITUTE FOR NEUTRON PHYSICS AND REACTOR TECHNOLOGY. Validation and qualification of advanced thermal hydraulic and safety analysis tools for the safety assesment of VVER-1000 reactors*. 2011. Dostupné také z: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2011/documents/mntk2011-011.pdf>
- [23] KYKAL, Martin. Hodnocení vlivu vzduchové mezery na tepelný režim elektromagnetů pohonů řídicích tyčí jaderných reaktorů VVER pro různá konstrukční provedení pohonů. Plzeň, 2012, 66 s. Diplomová práce. Západočeská univerzita v Plzni. Vedoucí práce Ing. Jan Zdebor, CSc.

- [24] JEŽEK, Martin. *Palivový cyklus jaderné elektrárny Temelín. Brno, 2012, 51 s. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.*
- [25] SVOBODA, Radek. Implementation of New Fuel System at *Temelin [online]. Nesebar, 2010 [cit. 2015-11-21]. Z konferencie: Nuclear Power for the People. Dostupné z: www.bgns.bg/web/pub/bgns/7_paper.doc*
- [26] TVEL JSC. Nuclear fuel for VVER reactors. Moskva, 2011. [cit. 2015-12-11]
Dostupné také z:
http://www.tvel.ru/wps/wcm/connect/tvel/tvelsite.eng/resources/b00eb08047178c38abfbfb39942cc531/brochure_nuclea_eng.pdf
- [27] UGRYUMOV, A. JSC TVEL. *Nuclear fuel for NPP: Current status and main fields of the development [online]. 2013 [cit. 2015-12-04]. International Conference VVER 2013. Dostupné z: <http://ftp.vver2013.com/VVER%202013%20-%20Day%20II.,%20Parallel%20Section%20II.,PDF/Ugryumov%20A..pdf>*
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY., *Deterministic safety analysis for nuclear power plants: specific safety guide. Vienna : International Atomic Energy Agency: International Atomic Energy Agency, 2009. ISBN 978-920-1133-090.*
- [29] MATĚJKOVÁ, Jitka. *MODELOVÁNÍ PŘECHODOVÝCH STAVŮ JADERNÝCH REAKTORŮ: POJEDNÁNÍ. 2015. VUT Brno. Vedoucí práce Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph.D.*
- [30] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. NRC: Computer codes *[internetová stránka]. 2010, 9.10.2015 [cit. 2015-12-06]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/research/safetycodes.html#th>*
- [31] TRACE V5.0 THEORY MANUAL: *Field Equations, Solution Methods, and Physical Models [online]. Washington, DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission, b.r. [cit. 2016-05-14]. Dostupné z: <http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML0710/ML071000097.pdf>*
- [32] STEFANCZYK, Damian THERMAL HYDRAULICS SERVICES FAUSKE & ASSOCIATES. *Benchmark of RELAP5 Check Valve Models against Experimental Data. Las Vegas, Nevada, 2014. ASME Verification and Validation Symposium. Dostupné také z: <https://cstools.asme.org/csconnect/FileUpload.cfm?View=yes&ID=42565>*
- [33] DOWNAR, T, Y XU a V SEKER. *PARCS v3.0 U.S. NRC Core Neutronics Simulator USER MANUAL: User Manual for the PARCS Neutronics Core Simulator. 1. Ann Arbor Michigan: Department of Nuclear Engineering and Radiological Sciences University of Michigan, 2013. UM-NERS-09-0001.*
- [34] Final Report (D14) *VALIDATION OF COUPLED NEUTRONIC / THERMAL-HYDRAULIC CODES FOR VVER REACTORS [online]. Wissenschaftlich-Technische Berichte, 2004 [cit. 2016-05-19]. ISSN 1437-322X.*

-
- [35] XU, Y. a T. DOWNAR GenPMAXS: *Code for Generating the PARCS Cross Section Interface File PMAXS*. *Purdue University School of Nuclear Engineering*, 2006. Rev.8. [cit. 2016-05-11]Dostupné také z:
https://engineering.purdue.edu/PARCS/Code/Manual/GENPMAXS/PDF/GenPMAXS_no v28_06.pdf
- [36] APPLIED PROGRAMMING TECHNOLOGY, INC. *Symbolic Nuclear Analysis Package (SNAP): User's Manual. 2.2.1. 2012*. Dostupné také z:
<https://www.aptplo.com/snap/manuals/SNAPUsersManual.pdf>