

**ČESKÉ VYSOKÉ  
UČENÍ TECHNICKÉ  
V PRAZE**

**FAKULTA STROJNÍ**



**BAKALÁŘSKÁ  
PRÁCE**

**2022**

**VOJTĚCH SOUKUP**

## I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Soukup** Jméno: **Vojtěch** Osobní číslo: **492464**  
Fakulta/ústav: **Fakulta strojní**  
Zadávací katedra/ústav: **Ústav energetiky**  
Studijní program: **Teoretický základ strojního inženýrství**  
Studijní obor: **bez oboru**

## II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

**Vliv parametrů chladiva na hodnotu kritického tepelného toku pro jaderný reaktor VVER-1000**

Název bakalářské práce anglicky:

**Influence of Flow Parameters on Critical Heat Flux in VVER-1000 nuclear reactor**

Pokyny pro vypracování:

Rešeršní část práce se bude zabývat popisem paliva jaderného reaktoru VVER-1000. Výzkumná část se zaměří na citlivostní analýzu parametrů chladiva vstupujícího do reaktoru pomocí již vytvořeného modelu v subkanálovém programu SUBCHANFLOW, zejména na vliv vzrůstající teploty a klesajícího hmotnostního toku. Výsledné hodnoty budou porovnány s Provozní bezpečnostní zprávou jaderné elektrárny Temelín.

Seznam doporučené literatury:

1. Nuclear Systems I - Nuclear Thermal Hydraulic Fundamentals, Neil Todreas;
2. Nuclear Systems II - Elements of Thermal Design, Neil Todreas;
3. Subchannel Analysis in Nuclear Reactors - Hisashi Ninokata, Masanori Aritomi, Institute of Applied Energy, 1992
4. Provozní bezpečnostní zpráva, ČEZ

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

**Ing. Jan Syblík ústav energetiky FS**

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

Datum zadání bakalářské práce: **21.04.2022**

Termín odevzdání bakalářské práce: **03.06.2022**

Platnost zadání bakalářské práce: **31.12.2023**

Ing. Jan Syblík  
podpis vedoucí(ho) práce

podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

doc. Ing. Miroslav Španiel, CSc.  
podpis děkana(ky)

## III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Student bere na vědomí, že je povinen vypracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s výjimkou poskytnutých konzultací. Seznam použité literatury, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

\_\_\_\_\_ Datum převzetí zadání

\_\_\_\_\_ Podpis studenta

## **Čestné prohlášení**

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci vypracoval samostatně a na základě literatury a pramenů uvedených v seznamu literatury.

V Praze dne .....

.....

Vojtěch Soukup

## **Anotační list**

<b>Jméno autora:</b>	Vojtěch Soukup
<b>Název DP:</b>	Vliv parametrů chladiva na hodnotu kritického tepelného toku pro jaderný reaktor VVER-1000
<b>Anglický název:</b>	Influence of Flow Parameters on Critical Heat Flux in VVER-1000 nuclear reactor
<b>Akademický rok:</b>	2021/2022
<b>Studijní obor/Ústav:</b>	Teoretický základ strojního inženýrství/ Ústav energetiky
<b>Vedoucí BP:</b>	Ing. Jan Syblík
<b>Bibliografické údaje:</b>	
<b>Počet stran:</b>	58
<b>Počet obrázků:</b>	31
<b>Počet tabulek:</b>	3
<b>Počet příloh:</b>	2
<b>Klíčová slova:</b>	VVER-1000, SUBCHANFLOW, kritický tepelný tok, DNBR
<b>Keywords:</b>	VVER-1000, SUBCHANFLOW, critical heat flux, DNBR
<b>Anotace:</b>	<p>Tato bakalářská práce pojednává o závislosti vstupních parametrů na rezervě do krize varu v jaderném reaktoru VVER-1000. První část práce se věnuje popisu VVER-1000 a s ním svázané Jaderné Elektrárny Temelín, dále využívanému jadernému palivu a teoretickému podkladu subkanálové analýzy. V druhé části se prezentují výsledky ustálených stavů reaktoru počítané pomocí subkanálového numerického programu SUBCHANFLOW, při kterých docházelo ke změnám vstupních parametrů. Následně jsou výsledky porovnány s vybranými přechodovými jevy na Jaderné elektrárně Temelín.</p>

**Abstract:**

This bachelor thesis deals with influence of flow parameters depending on the departure from nucleate boiling ratio in nuclear reactor VVER-1000. The first part of thesis describes VVER-1000 and Temelín Nuclear Power Plant itself, its fuel and subchannel analysis. In the second part the results of steady states with different flow parameters calculated in SUBCHANFLOW are presented. Than the results are compared to specific transients in Temelín Nuclear Power Plant.

## **Poděkování**

Úvodem této práce bych rád poděkoval Ing. Janu Syblíkovi za odborné vedení práce, cenné rady, věcné připomínky a přátelský přístup.

## Obsah

1	Úvod.....	1
2	Úvod do problematiky VVER .....	2
3	Jaderný reaktor typu VVER-1000.....	3
3.1	Fyzikální principy jaderného reaktoru VVER-1000 .....	3
3.2	Konstrukce a systémy primárního okruhu.....	5
3.2.1	Chladicí systém primárního okruhu .....	7
3.2.2	Havarijní systémy.....	7
4	Jaderné palivo v JE Temelín .....	8
4.1	Palivový soubor VVANTAGE-6.....	9
4.2	Palivový soubor TVSA-T mod.1 .....	9
	Palivový soubor TVSA-T mod.2.....	11
4.3	Mřížky .....	12
5	Teoretický podklad k subkanálové analýze .....	13
5.1	Krise varu .....	13
5.2	Charakteristika tepelného toku .....	14
5.3	Rezerva do krize varu .....	16
5.4	Parametry ovlivňující CHF a DNBR.....	16
5.5	Nepřípustnost limitního DNBR v tlakovodním reaktoru .....	16
5.6	Vliv podchlazení chladicího média na vstupu do AZ.....	17
5.6.1	Vliv tlaku.....	17
5.6.2	Vliv mřížek.....	18
6	Subkanálová analýza.....	19
6.1	Konstitutivní matematické modely subkanálové analýzy .....	20
6.1.1	Rovnice kontinuity .....	20
6.1.2	Zákon zachování energie.....	21

6.1.3	Hybnost v axiálním směru.....	22
6.1.4	Hybnost v příčném směru .....	23
6.2	Konstitutivní fyzikální modely subkanálové analýzy .....	24
6.2.1	Součinitel třecího odporu .....	24
6.2.2	Součinitel přestupu tepla .....	25
6.2.3	Koeficient tlakové ztráty mřížky .....	25
7	SUBCHANFLOW .....	26
7.1	Vývoj subkanálových kódů .....	26
7.1.1	COBRA-IIIC .....	26
7.1.2	COBRA-IV-I.....	26
7.1.3	VIPRE-01 .....	27
7.2	Vstupní parametry modelu .....	27
7.2.1	Correlations .....	27
7.2.2	Axial heat flux .....	29
7.2.3	Calculation Control .....	29
7.2.4	Operating conditions .....	29
7.3	Output .....	29
8	Metodika počítání ustálených stavů.....	30
8.1	Provozní parametry jaderného reaktoru VVER-1000 .....	30
9	Výsledky .....	30
9.1	Nominální stav.....	30
9.2	Abnormální stav .....	31
9.2.1	Zvyšování teploty .....	31
9.2.2	Snižování průtoku .....	39
9.3	Diskuse výsledků.....	41
9.3.1	Srovnání výsledků s vybranými přechodovými jevy JE Temelín.....	41



9.4	Finální výstup .....	42
10	Závěr.....	43
11	Bibliografie.....	44
12	Seznam příloh.....	46
13	Přílohy .....	47
13.1	Geometrie palivových tyčí VVER-1000 .....	47
13.2	Geometrie subkanálů VVER-1000 .....	48

## Seznam zkratek

AZ	Aktivní zóna
BN	Barbotážní nádrž
COBRA	Coolant Boiling in Rod Arrays
DNBR	Rezerva do krize varu (Departure from nucleate boiling ratio)
ETE	Jaderná elektrárna Temelín
FA	Palivový soubor (Fuel assembly)
HA	Hydroakumulátor
HCČ	Hlavní cirkulační čerpadlo
CHF	Kritický tepelný tok (Critical heat flux)
JE	Jaderná elektrárna
KO	Kompenzátor objemu
LHF	Lokální tepelný tok (Local heat flux)
PG	Parogenerátor
PWR	Tlakovodní reaktor (Pressurized water reactor)
SCRAM	Bezpečnostní odstavení reaktoru
SÚRO	Státní ústav radiační ochrany
ÚJV Řež	Ústav jaderného výzkumu Řež
VIPRE	Versatile Internals and Component Program for Reactors
VVER	Tlakovodní reaktor
TRACE	TRAC/RELAP Advanced Computational Engine

# 1 Úvod

Moderní přístup k energetickému portfoliu v České republice upřednostňuje hlavně nízkou uhlíkovou stopu. Elektrárny spalující fosilní paliva se začínají pomalu odstavovat a jako nástupce zajišťující hlavně stabilitu sítě jsou považovány jaderné elektrárny. Tato technologie je vysoce komplexní, vyžaduje množství odborníků nejrůznějších profesí k bezproblémovému provozu. Odměnou za tuto zvýšenou náročnost je vysoká využitelnost jednotlivých jaderných bloků, nízké emise, vysoké množství vyrobené energie na zastavěný čtvereční kilometr, či vysoká bezpečnost.

Právě jaderná bezpečnost je problematika, která je pro tuto práci zásadní. Jak moc lze upravit vstupní parametry fyzikálních veličin, aby nebyla ohrožena jaderná bezpečnost? Odpověď na tuto otázku lze dostat řadou bezpečnostních analýz. Tato práce se zaměřuje na subkanálovou analýzu, která je schopná simulovat ustálené stavy a přechodové děje v jaderných reaktorech. Pomocí numerických iterací počítá důležité bezpečnostní parametry jako kritický tepelný tok, rezervu do krize varu, teplotu paliva a další. Cílem této bakalářské práce je nalezení konkrétních limitních parametrů ustáleného stavu pro bezproblémové fungování jaderného bloku z hlediska jaderné bezpečnosti.

## 2 Úvod do problematiky VVER

Reaktory typu VVER jsou zejména konstruovány ve dvou výkonových verzích. Obě verze, VVER-440 a VVER-1000, jsou tlakovodními reaktory (*Pressurized water reactor – PWR*) sovětské konstrukce. Momentálně je na světě v činnosti 23 jednotek VVER-440 a 28 jednotek VVER-1000, což z nich dělá nejčastěji používané jaderné bloky na světě. Pracovním médiem tlakovodního reaktoru je lehká voda, která má v tlakovodním reaktoru dvě zásadní funkce. [2]

- Moderátor – výsledkem štěpné reakce jsou mimo jiné i 2-3 rychlé neutrony, které mají náhodnou energetickou bilanci rozloženou po Gaussově křivce. Nejpravděpodobnější hodnotou je 0,73 MeV, průměrnou 2 MeV, maximální obvykle 20 MeV. Je potřeba je zpomalit – moderovat, aby byly dále schopny štěpit. Neutronu schopnému další interakce s jádrem musí být snížena rychlost – odebrána energie, jinak by sice docházelo ke srážkám, ale rapidně by se snížila pravděpodobnost štěpné reakce.
- Chladicí médium – stará se o odvod tepla vytvořeného štěpnou reakcí z AZ (*Aktivní zóna*) do PG (*Parogenerátor*). Schopnost dostatečného odvodu tepla zajišťují HCČ (*Hlavní cirkulační čerpadlo*).

Mezi hlavní konstrukční rysy reaktorů VVER patří:

- Šestiúhelníková geometrie palivových souborů (*Fuel assembly – FA*) s uspořádáním palivových tyčí do trojúhelníkové mřížky
- Typické uspořádání horizontálně uložených parogenerátorů válcového tvaru
- Zirkonovo-niobové pokrytí palivových tyčí (E-110)
- Kontrolní a bezpečnostní systémy a jejich pohony jsou situovány na odnímatelném víku tlakové nádoby reaktoru

Vývoj reaktorů typu VVER začal v roce 1955 firmou OKB Hidropress. Prototyp o výkonu 210MWe (760 MW tepelných) byl uveden do provozu v Novovoroněžské jaderné elektrárně v roce 1964. Měl výšku 2,5 m a průměr 2,9 m. Byl navržen bez jakýchkoliv optimalizačních výpočtů neutronového toku. O pět let později byl v Novovoroněži uveden do provozu druhý blok, který již byl navrhován s optimalizačními výpočty sjednocení neutronového toku. Disponoval také vyšším výkonem (365 MWe). Tyto jednotky nebyly projektovány na dlouhou životnost, odstavily se v roce 1984, respektive 1990. VVER-365 je považován za přímého předchůdce VVER-440. Navýšení nominálního výkonu o 75 MWe bylo dosaženo hlavně změnami v chladicím okruhu reaktoru a tím pádem zvýšením jeho účinnosti. První jednotkou

VVER-1000 uvedenou do provozu byl Novovoronežský blok číslo 5 v roce 1980. Značné změny v konstrukci po havárii JE Černobyl byly provedeny v roce 1988, kde byl kladen důraz hlavně na vylepšení dosavadních bezpečnostních systémů, jejich odezvy a klasifikaci odpovídající požadavkům. [2], [15]

Na území České republiky je v současné době provozováno šest jaderných bloků konstrukce VVER. Čtyři jednotky VVER-440 se nacházejí v lokalitě Dukovany a dvě jednotky VVER-1000 v lokalitě Temelín. Všechny bloky vyrábějící elektrickou energii v České republice aktivně využívají projektových rezerv pro práci na vyšším výkonu, než bylo navrženo. Konkrétně v Dukovanech je výkon jednoho bloku zvýšen ze 4x 440MWe na 4x 510 MWe a v Temelíně z 2x 1000 MWe na 2x 1086 MWe. Díky využívání projektových rezerv jsou obě elektrárny schopny dodávat v souhrnu o 452 MWe více, což je zhruba ekvivalentní dodávka energie, jako přifázování dalšího bloku s reaktorem VVER-440 do sítě.

### **3 Jaderný reaktor typu VVER-1000**

#### **3.1 Fyzikální principy jaderného reaktoru VVER-1000**

Jak již bylo avizováno, v tlakovodním reaktoru je hlavním produktem teplo. Na výrobu tepla se využívá řízené štěpné reakce, která vychází z principu interakce pomalého neutronu s jádrem těžkého prvku ( $U^{235}$ ). Pro řízení tlakovodního reaktoru nelze jen zpomalit rychlý neutron moderátorem, je třeba zajistit, aby počet neutronů byl ovladatelný. Kromě okamžitých neutronů existují také neutrony zpožděné. Narozdíl od okamžitých neutronů vznikají zpožděné neutrony až několik minut po štěpné reakci. Odlišují se nižší kinetickou energií již při vzniku a jejich existence umožňuje řídit reaktor. Stav štěpné reakce z tohoto hlediska popisuje tzv. multiplikační koeficient  $k$ :

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}} = \varepsilon \cdot \eta \cdot f \cdot p$$

Kde:

- $n_i$  ... je počet neutronů  $i$ -té generace
- $n_{i-1}$  ... je počet neutronů v předešlé generaci
- $\varepsilon$  ... je koeficient násobení rychlymi neutrony, zohledňující schopnost rychlých neutronů rozštěpit jádra izotopu Uranu 238 a tím navýšit celkový počet neutronů
- $\eta$  ... je regenerační faktor udávající střední počet vzniklých rychlých neutronů při štěpném zachycení jednoho tepelného neutronu
- $f$  ... je koeficient využití tepelných neutronů udávající poměr počtu neutronů zachycených v palivu a celkový počet zachycených neutronů v soustavě
- $p$  ... je koeficient udávající pravděpodobnost, že tepelný neutron bude štěpně zachycen, tedy pravděpodobnost, že neutron při jeho zpomalování unikne rezonančnímu záchytu

Ani aktivní zóna reaktoru není dokonalým ekosystémem a žádná z teoretických věcí nefunguje dokonale. Proto se zavádí efektivní koeficient  $k_{ef}$ , který zohledňuje geometrii konkrétní aktivní zóny reaktoru a pravděpodobnost, že neutron ze systému unikne:

$$k_{ef} = k_{\infty} \cdot P$$

Kde:

- $k_{\infty}$  ... multiplikační koeficient nekonečné soustavy
- $P$  ... koeficient udávající pravděpodobnost, že neutron neunikne ze soustavy

Podle velikosti multiplikačního koeficientu lze rozlišit tři základní stavy reaktoru:

- $k_{ef} = 1 \rightarrow$  reaktor je v kritickém stavu, počet štěpných reakcí v čase se nemění, nemění se tepelný výkon reaktoru
- $k_{ef} < 1 \rightarrow$  reaktor je v podkritickém stavu, počet štěpných reakcí v čase se snižuje, tepelný výkon reaktoru klesá
- $k_{ef} > 1 \rightarrow$  reaktor je v nadkritickém stavu, počet štěpných reakcí v čase se exponenciálně zvyšuje, tepelný výkon reaktoru se zvyšuje

Tento regulovaný systém se řídí pomocí zpožděných neutronů. Pakliže bereme v důsledek pouze okamžitě uvolněné elektrony, nesmí být jejich stav kritický. Kdyby tomu tak bylo, se vzniklými zpožděnými neutrony by jejich celkový stav byl nadkritický, což by vedlo k neustálému zvyšování štěpných reakcí v čase, tedy k možné havárii. Vlastní regulace systému probíhá pomocí zavedení veličiny zvané reaktivita ( $\rho$ ). Reaktivita je definována přes efektivní koeficient pomocí následujícího vztahu:

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}}$$

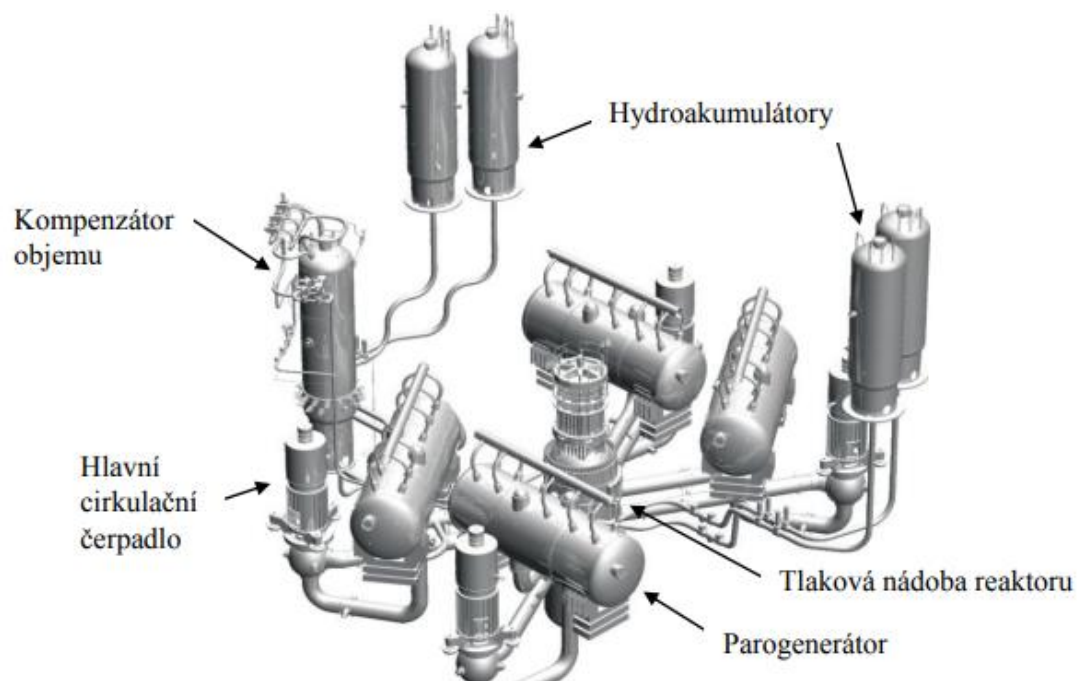
Z čehož vyplývá:

- $\rho = 0 \rightarrow$  reaktor v okamžitém stavu je kritický, nemění se tepelný výkon
- $\rho < 0 \rightarrow$  reaktor v okamžitém stavu je podkritický, klesá tepelný výkon
- $\rho > 0 \rightarrow$  reaktor v okamžitém stavu je nadkritický, zvyšuje se tepelný výkon

Vnesení reaktivity má za důsledek změnu kritičnosti reaktoru. Počet reakceschopných neutronů v aktivní zóně regulujeme v případě VVER-1000 proměnlivou koncentrací kyseliny tri-hydrogen-boritě ( $H_3BO_3$ ) rozpuštěné v chladivu primárního okruhu, případně vysouváním či zasouváním regulačních klastrů. [1], [20]

### 3.2 Konstrukce a systémy primárního okruhu

V Temelínské jaderné elektrárně stojí dva jaderné reaktory VVER-1000 typu V-320. Každý blok je tvořen dvěma okruhy, primárním a sekundárním. Principiální schéma bloku je zobrazeno na obrázku č. 1. Přeměna jaderné energie na tepelnou je realizována štěpením nestabilních jader těžkých prvků v aktivní zóně reaktoru. O odvod tepla se stará chladivo – chemicky upravená demineralizovaná voda. Ohřátá voda (320 °C) z AZ je vedena horkou větví primárního potrubí do horizontálně usazeného PG, kde přes teplosměnné plochy tvořené téměř 11 000 trubičkami z legované oceli s příměsí titanu (08Ch18N10T) o průměru 16 mm předává voda z primárního okruhu svou tepelnou energii vodě ze sekundárního okruhu, která je tak přeměňována na sytou páru. Ochlazená voda z PG (290 °C) je vedena přes HCČ zpět do AZ, kde opět přijímá tepelnou energii. PG od sebe hermeticky odděluje primární okruh, který obsahuje radionuklidy a neradioaktivní sekundární okruh. Samotná konstrukce primární části je velice složitá a cílem této práce není její popis, avšak podstata je nezbytná jako teoretický podklad k pochopení činnosti bloku JE. [7], [8]



Obrázek 1 – komponenty primárního okruhu [15]

Parametr	Hodnota
Typ reaktoru	V-320
Nominální tepelný výkon	3120 MW
Pracovní tlak primárního okruhu	15,7 MPa
Pracovní tlak sekundárního okruhu	6,27 MPa
Průtok chladiva reaktorem	86 000 m <sup>3</sup> /h
Teplota chladiva při výstupu z reaktoru	320 °C
Teplota chladiva při vstupu do reaktoru	290 °C
Hmotnost paliva	92 t
Počet palivových souborů	163
Počet regulačních klastrů	61
Procento obohacení paliva	cca. 4,4 %

Tabulka 1 – výčet nominálních hodnot tlakovodního reaktoru VVER-1000 V320 [2]



### 3.2.1 Chladicí systém primárního okruhu

V primárním okruhu se nachází 4 chladicí smyčky. Ke každé ze smyček připadá HCC a PG. Potrubí z reaktoru do PG je definováno jako horká část smyčky, z PG přes HCC zpět do reaktoru je studená část smyčky. Potrubí primární části má průměr 850 mm, tloušťku stěny 70 mm. Studená část smyčky je 26 m dlouhá, horká 10 m. Jedním potrubím proudí nominálně  $21\,500\text{ m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ . Je vyrobeno z legované konstrukční oceli 10GN2MFA, opláštěno korozivzdornou ocelí 04Ch20N10G2B. [2]

### 3.2.2 Havarijní systémy

Havarijní systémy zajišťují v aktivní zóně dodávku roztoku kyseliny borité, která je hlavním nástrojem pro regulaci štěpné reakce především při haváriích spojených s kladným vývojem reaktivity, či úniku chladiva.

Havarijní systémy chlazení aktivní zóny spadají pod I. kategorii seismické odolnosti a jsou rozdělovány na:

- Pasivní
- Aktivní

Pod pasivní systémy zajišťující chlazení primárního okruhu patří čtyři hydroakumulátory (HA), které v případě razantního poklesu tlaku pod 5,9 MPa jsou schopny rychle zaplavit aktivní zónu reaktoru a zabránit tak natavení, či úplnému roztavení paliva. Dále se minimalizuje pravděpodobnost reakce palivového článku s chladivem, spolu s aktivními systémy pomáhají HA udržovat podkritičnost AZ a dochlazovat reaktor při havarijní odstávce. [7]

Aktivní havarijní systémy se starají o dodávku roztoku kyseliny borité a dalších chemikálií do prostředí primárního okruhu. Využívají elektricky napájená čerpadla ze systémů zajištěného napájení. Dělí se na systém:

- Nízkotlaký
- Vysokotlaký
- Sprchový

## 4 Jaderné palivo v JE Temelín

V minulosti na obou blocích Temelínské elektrárny byly používány palivové soubory společnosti Westinghouse, nesoucí označení VVANTAGE-6. Kvůli nedokonalosti provedení bylo nutno upravit konstrukci. V roce 2010 byly palivové soubory VVANTAGE-6 vyměněny za soubory TVSA-T ruské společnosti TVEL. Hlavním aspektem byla zejména nedostatečná tuhost souboru VVANTAGE-6, která způsobovala, že regulační klastry při bezpečnostních zkouškách nespady až do svých koncových poloh. Vodící trubky klastrů byly totiž mírně ohnuty. Další problémy se potýkaly s netěsností jednotlivých proutků, kvůli kterým musely být soubory různě upravovány. Momentálně se uvažuje o přechodu na generačně mladší jaderné palivo TVAS-T mod. 2, opět od společnosti TVEL. Každému z popisovaných palivových souborů je věnována jedna z podkapitol níže. [7], [9]

Počet palivových souborů	163
Počet palivových proutků v souboru	312
Pokrytí palivového proutku	Slitina E110
Počet vodících trubek v souboru	18
Počet instrumentačních trubek v kazetě	1
Délka palivového článku	3925 mm
Palivové články s tabletami z $UO_2$	tvel
Palivové články s tabletami z $UO_2$ s $Gd_2O_3$	tveg
Výška palivového sloupce	3680 mm
Výška blanketu	2 x 150 mm
Tableta – průměr	7,6 mm
Průměr centrálního otvoru	1,2 mm
Šířka mezery mezi tabletou a pokrytím	0,13 mm
Výška tablety z $UO_2$	9 – 12 mm
Výška tablety z $UO_2$ s $Gd_2O_3$	10 mm
Maximální obohacení $^{235}U$	5 %
Obsah $Gd_2O_3$ v tabletách tveg	3,35 – 8 %

Tabulka 2 – vlastnosti jaderného paliva pro JE Temelín [2]

Palivové tyče jsou válcového tvaru o vnějším průměru 9,1 mm, vnitřním průměru 7,73 mm a délce 3840 mm. Jsou naplněny heliem o tlaku 2-2,5 MPa. Naprostou většinu v palivové tyči zabírá jaderné palivo prostřednictvím palivových pelet obsahujícím  $UO_2$  o rozměrech 12 mm x 7,56 mm. Pro regulování klastry se používá karbid bóru ( $B_4C$ ). [1]

#### 4.1 Palivový soubor VVANTAGE-6

Soubor vyvinutý americkou společností Westinghouse, používaný první desetiletí životního cyklu ETE (Elektrárna Temelín).

Obsahuje tyto části:

- Horní koncovku (hlavici)
- 312 palivových proutků
- 18 vodících trubek pro klastry
- 9 distančních mřížek
  - 1 horní distanční mřížka
  - 6 distančních mřížek s míchacími deflektory
  - 1 distanční mřížka bez míchacích deflektorů
  - 1 spodní distanční mřížka
- Spodní koncovku



Obrázek 7 – palivový soubor VVANTAGE-6 [16]

#### 4.2 Palivový soubor TVSA-T mod.1

Soubor, jenž byl vyvinutý ruskou společností TVEL přímo pro temelínskou elektrárnu (TVSA-T; T=Temelín) nahradil v letech 2010 a 2011 americké palivo VVANTAGE-6. Nové, ruské palivo však muselo splňovat charakteristiky a zkoušky pro participaci v JE Temelín. Provádělo se nespočet výpočtů zejména v oblasti reaktorové fyziky.

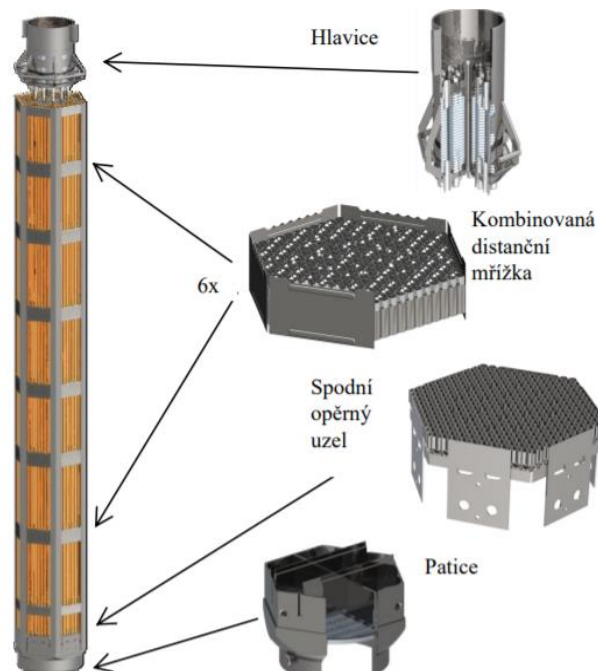
Hlavní odlišností paliva TVSA-T mod.1 a VVANTAGE-6 je jeho konstrukce. Celá konstrukce nového palivového souboru je výrazně zpevněna úhelníky. Každý z úhelníků je navařován na jednotlivé distanční mřížky, případně na spodní opěrné uzly. Díky tomuto provedení je zajištěna trvale zvýšená tuhost souboru za provozu oproti předchůdci. Během pětiletého provozního cyklu souboru dochází pouze k nepatrnému prohýbání, tedy prakticky k eliminaci problému s předchozím palivem. Nedochozí ke kontaktu regulačních klastrů s konstrukcí souboru a je tedy zajištěna jejich bezchybná funkce. Systém regulace je

provozoschopný i v koncové poloze, kdy tyče jsou zcela zasunuty v souboru. Bohužel, tato konstrukce s sebou nese i nevýhody. Nejvíce markantní je ta, že přidané úhelníky vytvářejí překážku chladicímu médiu a omezují příčné toky v aktivní zóně. [1], [5]

Počet palivových prutů v jednom souboru zůstává beze změny (312), stejně jako počet vodících trubek pro regulační klastry (18). Stejně ale nezůstaly zejména použité materiály, konstrukce hlavice a patice souboru, konstrukce uchycení klastrů, zpracování a počet distančních mřížek, tvaru a velikosti palivové pelety aj. Patice nově obsahuje filtr, který znemožňuje pevným částicám o rozměrech větších, než 2 mm vniknout do souboru. Nově je součástí patice také sada opěrných desek zamezující zejména axiálnímu posunu palivových prutů. [1], [5]

V palivovém souboru TVSA-T mod.1 je umístěno osm mřížek třech typů.

- Mísicí (1) – fce: míšení média pro zvyšování odvodu tepla, nedotýká se palivového proutku, ale slouží k vytváření turbulentního proudění, a tedy zvyšuje mísitelnost chladicího média. Použitím mísicích mřížek lze dosáhnout zvýšení hodnoty kritického tepelného toku a schopnosti odvodu tepla z aktivní zóny. V tomto konkrétním souboru je mřížka navržena tak, aby proud média byl turbulizován kolem palivového proutku. Tato konstrukce deflektorů se nazývá *swirling*.
- Distanční (1) – fce: udržení palivových prutů na projektovaném místě
- Kombinovaná (6) – fce: kombinace funkcí mísicích a distančních mřížek

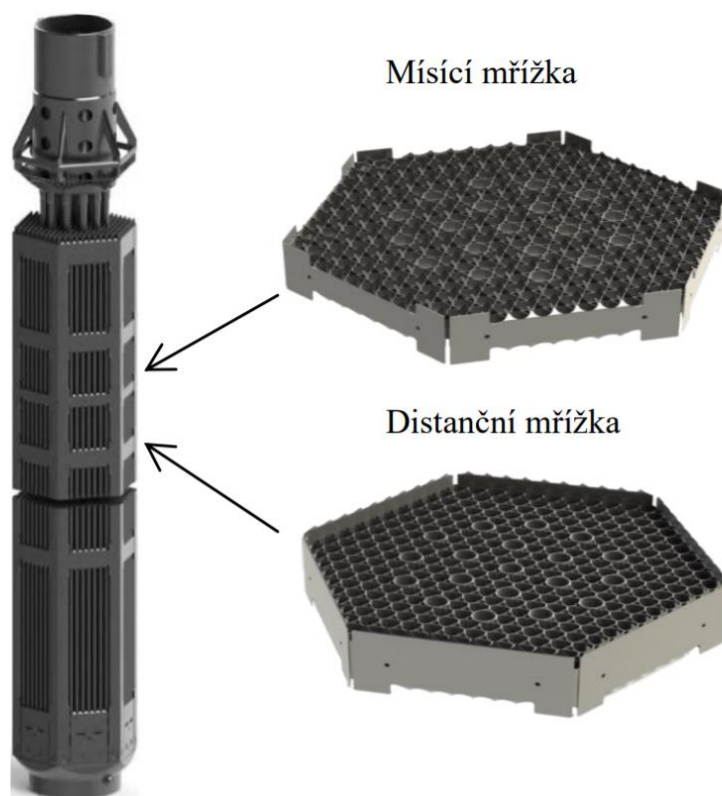


Obrázek 8 – palivový soubor TVSA-T mod.1 [16]

## Palivový soubor TVSA-T mod.2

Aktuálně používaným palivovým souborem na temelínské elektrárně je stále TVSA-T mod.1. Nový typ palivového souboru – TVSA-T mod.2 – je také vyvinut ruskou společností TVEL a je jedním z hlavních kandidátů pro náhradu dosavadního palivového souboru na zhruba dalších deset let. Konstrukce je v mnoha ohledech podobná, někdy i identická. Největší odlišností je umístění a počet distančních, či mísicích mřížek a jejich konstrukce. Dále byl obměněn tvar palivové peletky.

Modernizovaný soubor již nevyužívá kombinované mřížky, ale obsahuje pouze 12 distančních mřížek a 3 mísicí, které jsou všechny uloženy v horní části palivového souboru. Tyto mísicí mřížky mají odlišnou konstrukci deflektorů, nyní generovaný proud proudí zleva doprava napříč palivovými proutky. Tato konstrukce deflektorů je označována jako *row-through*. [1], [5]

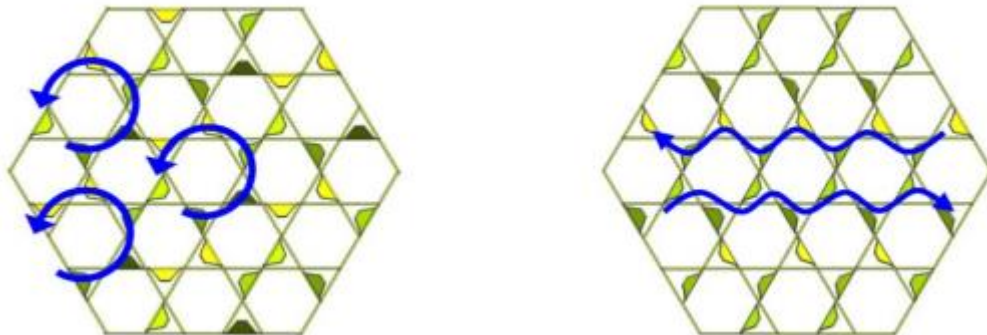


Obrázek 9 – palivový soubor TVSA-T mod.2 [16]

### 4.3 Mřížky

Tato práce je zaměřena na sledování vývoje hodnoty kritického tepelného toku a jiných parametrů závislých mj. na konstrukci palivových souborů. Tato kapitola se věnuje odlišným způsobům konstrukcí mísicích mřížek, které jsou názorně demonstrovány na mísicích mřížkách palivových souborů TVSA-T mod.1 a TVSA-T mod.2. Mísicí mřížka souboru TVSA-T mod.1 využívající metody *swirling* má pro všechny subkanály shodný úhel ohybu deflektorů. Vytváří proud, který krouží kolem centrálního palivového proutku a zároveň je v kontaktu s okolními šesti palivovými proutky.

Mísicí mřížka souboru TVSA-T mod.2 využívá metodu *row-through*, kde úhel ohybu deflektorů je proměnný. Vytváří proud, který směřuje k vedlejšímu palivovému proutku namísto kroužení okolo centrálního proutku. Již při zvolení nízkých úhlů ohybu deflektorů došlo k výraznému zlepšení termohydraulických charakteristik hlavně v krajních oblastech. [1], [17], [19]



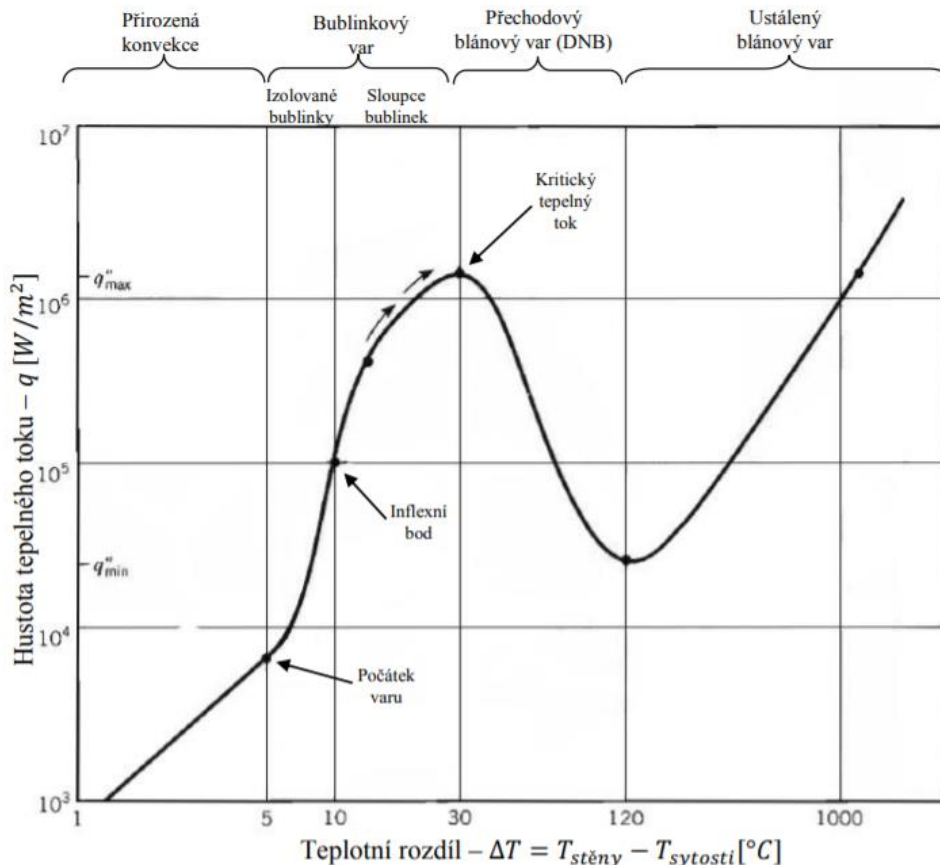
Obrázek 10 – Mísicí mřížky TVSA-T mod.1 (vlevo) a TVSA-T mod.2 (vpravo) [17]

## 5 Teoretický podklad k subkanálové analýze

Tato kapitola popisuje teoretický přístup k problematice subkanálové analýzy. Analýza využívá základní vztahy mezi kapalinou a pevnou látkou a popisuje prostorové proudění skrze sousední subkanály.

### 5.1 Krize varu

Krize varu je nežádoucí jev objevující se v tlakovodních reaktorech. Rozlišujeme dva druhy krize varu-CHF I. druhu (*burnout*), CHF II. druhu (*dryout*). Je ukazatelem limitní hodnoty hustoty tepelného toku pro provoz jaderného zařízení. Poškozuje jak palivo samotné, tak komponenty aktivní zóny zejména kvůli tavení, či rekrystalizaci jaderného paliva. [3], [5]



Obrázek 11 – Závislost rozdílu teplot na hustotě tepelného toku [18]

Na obrázku č. 11 je vyobrazena závislost hustoty tepelného toku na teplotním rozdílu chladicího média a palivového proutku. Obvykle se reaktor v nominálním stavu nachází v oblasti přirozené konvekce, kdy je závislost lineární. V Bodě kritického tepelného toku dochází také ke krizi varu.

Jak již bylo uvedeno výše, chladicí médium se stará o odvod tepla z reaktoru. Charakteristiku tepelného toku určuje množství proměnných. Závisí na tepelném výkonu reaktoru, množství palivových souborů a množství jednotlivých palivových proutků. Základně lze rozlišovat následující stavy odvodu tepla:

## 5.2 Charakteristika tepelného toku

### 1. Jednofázové proudění chladicího média:

Pokud teplota palivových proutků nepřesáhne teplotu varu chladicího média v závislosti na konkrétním tlaku, je odvod tepla realizován konvekcí z paliva do proudu kapalného média. Nevzniká parovodní směs. [3], [5]

### 2. Bublinové proudění:

V případě, že teplota palivových proutků již přesahuje teplotu varu chladicího média v závislosti na konkrétním tlaku, médium začíná vřít. Tento jev se označuje za povrchový var, podmínkou jeho vzniku je nízký tepelný tok. Z povrchu paliva odskakují bublinky páry, které se následně mísí s neohřátým proudem chladiva, kde vyměňují své skupenské teplo a opět kondenzují. Tento efekt (podchlazený var) v důsledku pomáhá odvodu tepla z tlakové nádoby reaktoru. [3], [5]

### 3. Emulzní proudění:

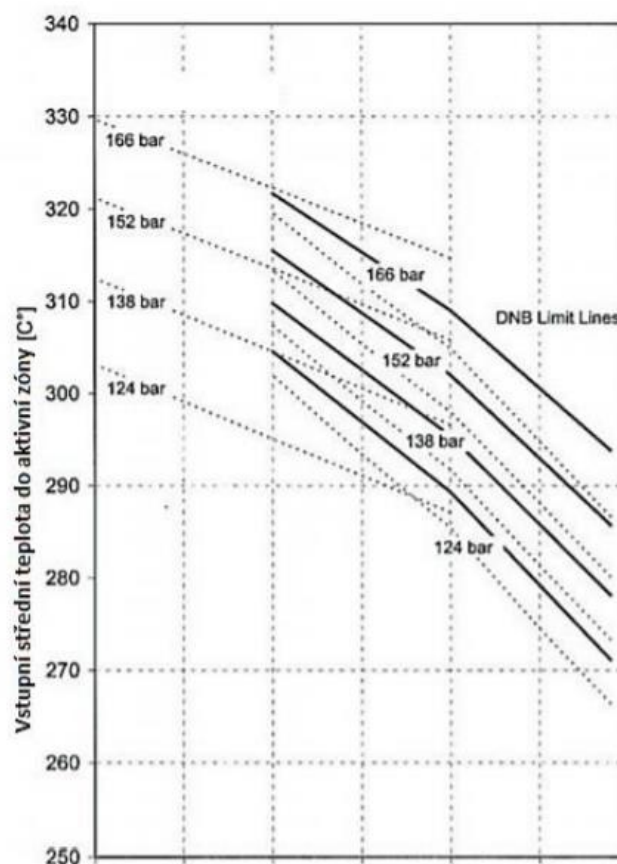
Současně se zvyšováním tepelného toku dochází k nárůstu počtu a velikosti vzniku parních bublinek na povrchu paliva. V oblasti emulzního proudění má studenější médium díky odtrhávání parních bublin od povrchu paliva prostor k odvodu tepla. Dochází k lepší cirkulaci chladiva, zvýšení hustoty tepelného toku a součinitele přestupu tepla. [3], [5]



#### 4. Burnout:

Poslední uvedený stav odvodu tepla je považován za nepřijatelný při provozování reaktorového bloku. Označuje se jako krize přestupu tepla. Jeho fyzikální podstata říká, že při určité specifické kombinaci tepelného toku, obsahu páry v chladivu a dalších dojde k přeměně objemového varu na blánový var. Tento typ varu je označován za absolutně nepřijatelný, protože pokrývá palivovou peletu parním polštářem, tím pádem zamezuje odvodu tepla z paliva. Teplota pelety začne rapidně stoupat, což může vést k oxidaci paliva, ale hlavně k jeho natavení. [3], [5]

Aby v průběhu provozu aktivní zóny se objevila krize varu, musí dojít ke změně parametrů, např. změny průtoku chladiva zapříčiněno výpadkem jednoho ze čtyř HCČ. Další změny parametrů jako náhlé zvýšení výkonu palivových proutků, či zhoršenému odvodu tepla mohou vést k uvedení reaktoru do abnormálního, či havarijního stavu a vyžaduje zásah bezpečnostních systémů. V závislosti na těchto parametrech se odvíjí limit výkonu jaderného reaktoru vyobrazen níže. Křivky grafu jsou dány pro různé tlakové hladiny. Pakliže je poměrný výkon vyšší než 1, značí křivky omezení výkonu kvůli zamezení vzniku krize varu. [19]



Obrázek 12 – Výkonová omezení tlakovodního reaktoru [14]

### 5.3 Rezerva do krize varu

Jedním z hlavních bezpečnostních parametrů v tlakovodních reaktorech je rezerva do krize varu, anglicky Departure From Nucleate Boiling Ratio (DNBR). Čím více se DNBR blíží k limitní hodnotě (obvykle 1), tím blíže se reaktor nachází ke kritickému tepelnému toku, tedy ke krizi varu. Tento parametr lze vyjádřit následovně:

$$DNBR = \frac{CHF}{LHF} = \frac{\textit{kritický tepelný tok}}{\textit{lokální tepelný tok}}$$

Kritický tok se stanovuje z empirických korelací pro konkrétní geometrii a určité rozmezí lokálních parametrů. Pro korelaci W3, kterou využívá numerický model SUBCHANFLOW, je limitní hodnota DNBR stanovena na 1,3, resp. může být snížena vlivem distančních mřížek až na 1,24. [6]

### 5.4 Parametry ovlivňující CHF a DNBR

Každý z lokálních parametrů subkanálového programu ovlivňuje finální výpočet CHF a DNBR. Parametry, které ovlivňují CHF a DNBR je možno rozdělit do dvou fundamentálních skupin. Primární, které mají výrazný vliv na změny velikosti CHF a DNBR, jako například tlak systému primárního okruhu, průtok chladicího média AZ, vliv podchlazení chladicího média, geometrie paliva, či geometrie konstrukce palivového souboru. Parametry označovány za sekundární nemají majoritní vliv na velikost CHF a DNBR. Patří mezi ně např. drsnosti povrchu, metody ohřívání, orientace kanálu. Následující podkapitoly se podrobněji věnují působení vlivu jednotlivých parametrů. [5], [19]

### 5.5 Nepřípustnost limitního DNBR v tlakovodním reaktoru

Při provozu JE je trendem využívat projektových rezerv za cílem vyššího tepelného výkonu reaktoru, aby byla optimalizována výroba elektrické energie. Rozhodnutí využití projektových rezerv a posunutí nominálního výkonu reaktoru nad jeho projektovanou hodnotu nelze dosáhnout bez snižování hodnoty DNBR. Je tedy při zasahování do projektových rezerv velmi důležité hodnotu DNBR hlídat, aby neklesla na limitní hodnotu a nebyla tak ohrožena jaderná bezpečnost.

V okamžiku, kdy reaktor dosáhne CHF přichází v úvahu několik okolností. Záleží na teplotě a tlaku chladiva, vlivu průtoku chladiva AZ a další. Protože je těchto proměnných majících vliv na kritický tepelný tok příliš, nelze tento parametr deklarovat se stoprocentní jistotou.

Aby reaktor v nominálním, či abnormálním stavu byl považován za správně operující z bezpečnostního hlediska, byly sestaveny bezpečnostní limitní podmínky vycházející z diagramu povolených pracovních stavů. Mezi tyto podmínky vstupují parametry jako střední hodnota teploty chladicího média vstupujícího do AZ, tepelný výkon palivového souboru, počet pracujících HCC. Spojením těchto parametrů vzniká v diagramu pracovní bod. Každý z takto zkonstruovaných bodů musí ležet pod barometrickou křivkou kompenzátoru objemu. Bývá to zpravidla hlídáno automatickými bezpečnostními systémy, jejichž spouštěcí mechanismy jsou konzervativně nastaveny. [5]

## 5.6 Vliv podchlazení chladicího média na vstupu do AZ

Podchlazení je možno popsat jako diferenci entalpie na mezi sytosti a entalpie vstupní. Případně pro zjednodušení lze nahradit entalpii teplotou.

$$\Delta h_{sub} = h_{sat} - h_{vst}$$

$$\Delta T_{sub} = T_{sat} - T_{vst}$$

kde  $h$  je entalpie a  $T$  je termodynamická teplota, index  $sat$  znamená saturační, index  $vst$  znamená vstupní. Míra podchlazení roste lineárně s CHF, což bylo stanoveno experimentálně. [19]

### 5.6.1 Vliv tlaku

Vliv tlaku na CHF a DNBR není jednoduché určit, používá se jisté rámcové zobecnění. Nejběžnějším přístupem je stanovení ostatních vlivných parametrů konstantními a nezávislými na změně tlaku. Lze poté deklarovat, že CHF s rostoucím tlakem v první fázi roste, ovšem po dosažení určité hranice dochází se stále rostoucím tlakem k poklesu hodnoty kritického tepelného toku. Tento fenomén lze odůvodnit vlivem latentního výparného tepla a změnou měrných tepelných kapacit vody a páry.

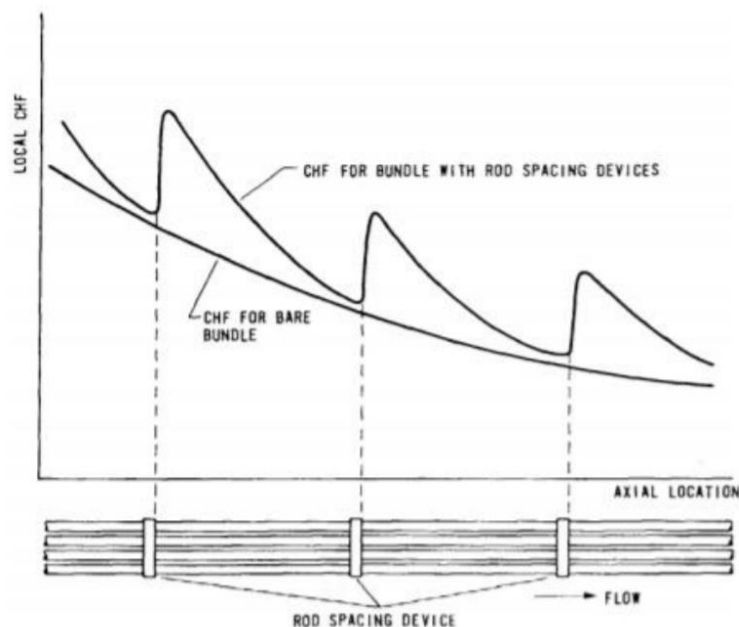
### 5.6.1.1 Vliv průtoku

Vliv průtoku na DNBR je lineárně závislý na CHF pro určité operační hodnoty tlaku v potrubí primárního okruhu. S vyšším průtokem roste hodnota CHF.

### 5.6.2 Vliv mřížek

Důvodem instalace distančních a mísicích mřížek do jednotlivých palivových souborů je zaprvé zabezpečení fixace palivových proutků, předcházení vibracím a následnému poškození, zadruhé vlivem speciální geometrie deflektorů tvoření turbulentního proudění chladiva a tím zlepšení mísitelnosti a odvodu tepla z AZ.

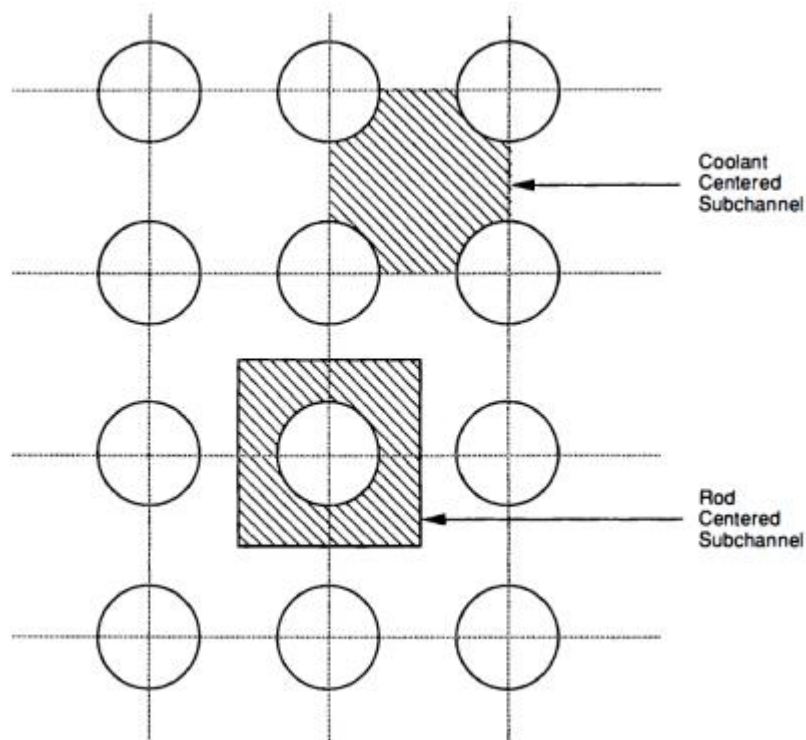
Vliv závislosti CHF na fyzické poloze mřížky je znázorněn na obrázku č. 13. Graf obsahuje dvě křivky. Spodní křivka uvádí hodnotu CHF bez použití turbulentních mřížek. Lze pozorovat nelineární pokles hodnoty CHF právě kvůli nedostatečnému přestupu tepla z paliva do chladicího média. Horní křivka popisuje hodnotu CHF za použití turbulentních mřížek. Zde lze pozorovat prudký nárůst hodnoty CHF právě v polohách umístění turbulentních mřížek. Tato skutečnost je pozorovatelná i u obyčejné distanční mřížky bez projektovaných deflektorů, avšak nárůst hodnoty CHF v místě mřížky by nebyl tak markantní. [19]



Obrázek 13 - Vliv distančních mřížek na kritický tepelný tok [18]

## 6 Subkanálová analýza

Subkanálová analýza je účinný nástroj ke stanovení parametrů chladiva v konkrétním místě AZ. Existují dva přístupy k lokalizaci subkanálu. První, tzv. *rod centered system* má umístěn počátek procházející osou palivového proutku. Druhý, tzv. *coolant centered system* má umístěn počátek v polovině diagonální vzdálenosti mezi palivovými pruty. Pro jednodušší ilustraci je zde přiložen obrázek č. 14:



Obrázek 14 – Rozdíl mezi možnými přístupy k tvorbě subkanálů [1]

Takto zvolené subkanály se v axiálním směru rozdělují na tzv. *control volume*, tedy kontrolní objemy. V každém z těchto vzniklých geometrických útvarů jsou numericky řešeny fundamentální zákony zachování hybnosti, energie a hmoty, ze kterých vyplývají lokální parametry a vlastnosti chladiva. Pospojováním dílčích analýz lze získat předpoklad o komplexním chování celé soustavy a je možno nahlížet do detailu prakticky kdekoli v AZ. Pro účely této bakalářské práce je hlavní, že touto metodou lze dopočítat hodnoty DNBR. [3], [19]

## 6.1 Konstitutivní matematické modely subkanálové analýzy

Jelikož programy na bázi subkanálové analýzy fungují na stejných iteračních principech, lze pro popis matematickofyzikálních modelů využít i volně dostupné manuály pro jiné subkanálové kódy. Pro účely této práce bude využito veřejného manuálu *COBRA-IIC* [4], který funguje jako základní element pro funkci programu SUBCHANFLOW nebo *Altham C12*. Z hlediska matematiky dochází k řešení zákonů zachování hybnosti, energie a hmoty. V následujících podkapitolách bude využíváno indexů  $i$  a  $j$  v souvislosti s jednotlivými subkanály. Subkanál  $i$  je označován jako ten, ve kterém právě probíhají výpočty, subkanál  $j$  je sousedící.

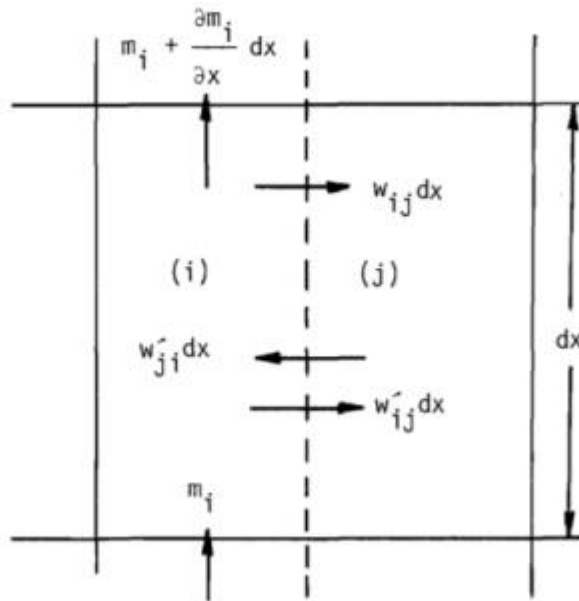
### 6.1.1 Rovnice kontinuity

$$A_i \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \frac{\partial m_i}{\partial x} = -w_{ij}$$

Rovnice kontinuity je důležitá pro určení konkrétní hodnoty hmotnostního průtoku  $\dot{m}$  v jednotlivých subkanálech za předpokladu, že plocha průřezu zůstává neměnná. Na levé straně rovnice vystupuje několik členů:

- Průřezová plocha  $A$
- Parciální časová derivace  $\rho$ , která může způsobit nezanedbatelně velkou změnu průtoku
- Parciální derivace hmotnostního průtoku v závislosti na poloze

Na pravé straně rovnice figuruje pouze hodnota  $w$ , která symbolizuje hodnotu velikosti příčného proudění ze subkanálu  $i$  do  $j$ . Je do něj zahrnována i hodnota  $w'$ , která značí velikost proudění ze subkanálu  $i$  do  $j$  na bázi turbulencí. Na pravé straně rovnice je také znaménko mínus, které vzniklo v závislosti na zavedení směru vektoru  $w$  (viz. obrázek 15). [4]



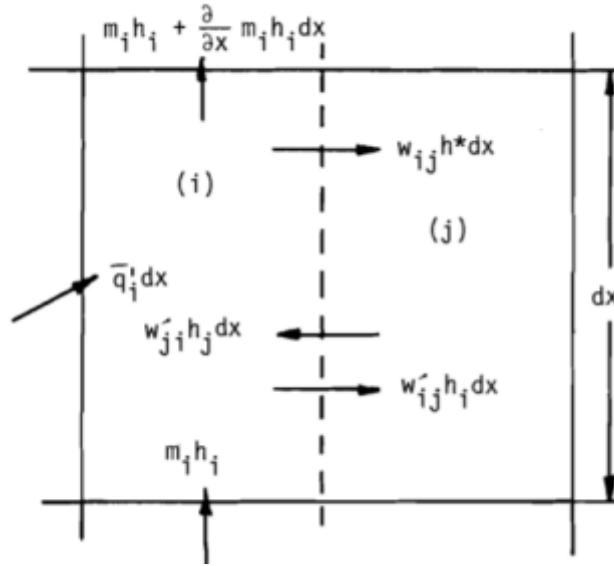
Obrázek 15 - Popis veličin rovnice kontinuity v kontrolním objemu [4]

### 6.1.2 Zákon zachování energie

$$\frac{1}{u''} \cdot \frac{\partial h_i}{\partial t} + \frac{\partial h_i}{\partial x} = \frac{q'_i}{m_i} - (h_i - h_j) \cdot \frac{w'_{ij}}{m_i} - (t_i - t_j) \cdot \frac{c_{ij}}{m_i} + (h_i - h^*) \frac{w_{ij}}{m_i}$$

Účel této rovnice je dodat programu lokální hodnoty entalpie  $h$  v kontrolním subkanálu  $i$ . Entalpie je závislá na délce průběhu jednotlivých jevů, a proto je důležité znát také její časové změny, které závisí na několika dalších veličinách figurujících v rovnici: [4]

- $u''$  – efektivní rychlost transportu energie
- $\frac{q'_i}{m_i}$  – poměr lineárního výkonu ku hmotnostnímu průtoku, zároveň je přímo úměrný velikosti změny entalpie v čase, pokud nedochází k tepelnému promíchávání
- $(h_i - h_j)$  - vyjadřuje změnu entalpie mezi jednotlivými subkanály jako důsledek turbulentního transportu
- $\frac{w'_{ij}}{m_i}$  – vyjadřuje poměr mezi turbulentním promícháváním chladiva a hmotnostním průtokem
- $(t_i - t_j) \cdot \frac{c_{ij}}{m_i}$  – veličina  $c$  představuje koeficient tepelné vodivosti. Celý člen tedy představuje přenos tepla laminárním způsobem mezi jednotlivými subkanály
- $(h_i - h^*) \frac{w_{ij}}{m_i}$  – vyjadřuje změnu entalpie v subkanálu vlivem příčného proudění



Obrázek 16 - Popis veličin zákona zachování energie v kontrolním objemu [4]

### 6.1.3 Hybnost v axiálním směru

$$\frac{1}{A_i} \cdot \frac{\partial m_i}{\partial t} - 2u_i \cdot \frac{\partial \rho_i}{\partial t} + \frac{\partial p_i}{\partial x}$$

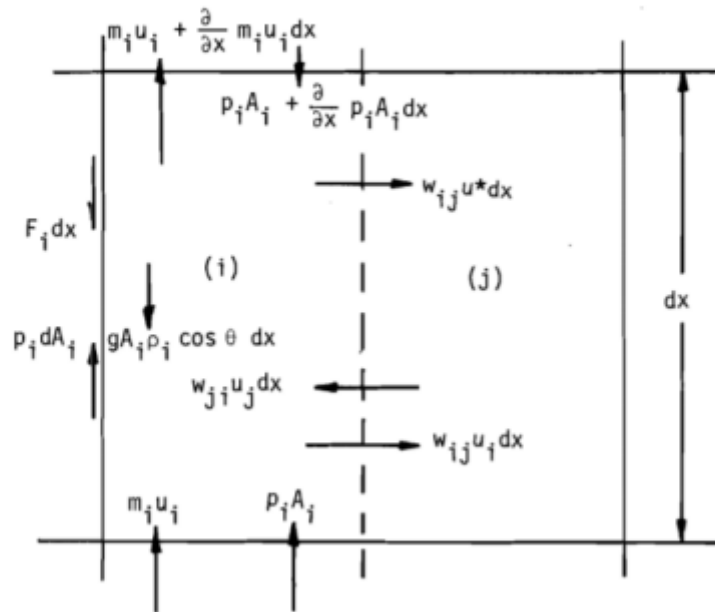
$$= - \left( \frac{m_i}{A_i} \right)^2 \cdot \left[ \frac{v_i f_i \phi}{2D_i} + \frac{k_i}{2\Delta x} + A_i \cdot \frac{\partial \left( \frac{v_i'}{A_i} \right)}{\partial x} \right] - \rho_i g \cos \theta - \frac{f_t}{A_i} (u_i - u_j) \cdot w'_{ij} + \frac{1}{A_i} (2u_i - u^*) \cdot w_{ij}$$

Tato rovnice poskytuje programu lokální hodnoty tlaku v systému. Některé z vystupujících členů byly popsány v předchozích podkapitolách. Levá strana rovnice vyjadřuje axiální profil tlakového gradientu v reaktoru. Druhý a třetí člen slouží zejména k popisu nestacionárních dějů. Na pravé straně vystupuje také několik fyzikálních veličin, které ovlivňují vývoj tlakového gradientu a tím i výslednou hodnotu lokálního tlaku. Na obrázku níže lze vidět grafické zpracování. [4]

- $-\left(\frac{m_i}{A_i}\right)^2 \cdot \left[ \frac{v_i f_i \phi}{2D_i} + \frac{k_i}{2\Delta x} + A_i \cdot \frac{\partial \left( \frac{v_i'}{A_i} \right)}{\partial x} \right]$  – člen popisující ztrátu tlaku zapříčiněnou třením
- $\rho_i g \cos \theta$  – člen zohledňující gravitační sílu ( $\theta$  – úhel působení gravitační síly)
- $-\frac{f_t}{A_i} (u_i - u_j) \cdot w'_{ij}$  – člen zohledňující turbulentní míšení a tím ovlivnění rychlosti proudění v sousedních subkanálech



- $\frac{1}{A_i} (2u_i - u^*) \cdot w_{ij}$  – člen popisující příčné prodění, vyrovnává tlakové gradienty v příčném směru



Obrázek 17 - Popis veličin hybnosti v axiálním směru v kontrolním objemu [4]

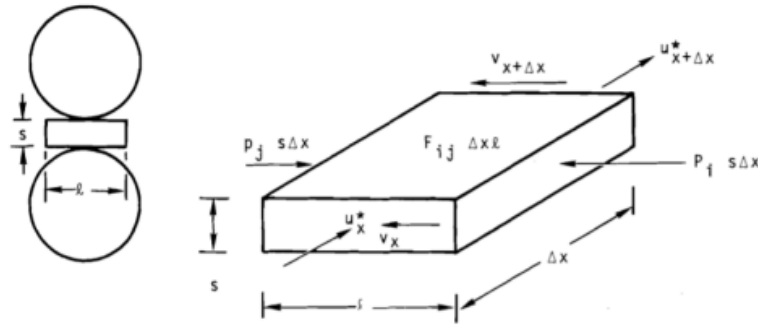
#### 6.1.4 Hybnost v příčném směru

$$\frac{\partial w_{ij}}{\partial t} + \frac{(u_{ij}^* \cdot w_{ij})}{\partial x} + \left(\frac{S}{l}\right) \cdot C_{ij} \cdot w_{ij} = \left(\frac{S}{l}\right) \cdot (p_i - p_j)$$

Rovnice v tomto tvaru popisuje hybnost v příčném směru mezi sousedními subkanály, která je vyvolávána změnou tlakových gradientů. Tato rovnice je pro komplexnost modelu důležitá, jelikož se proudění v jednotlivých subkanálech nezanedbatelně ovlivňuje i v příčném směru. [4]

- $\frac{\partial w_{ij}}{\partial t} + \frac{(u_{ij}^* \cdot w_{ij})}{\partial x}$  – tento člen představuje prostorové zrychlení v příčném směru
- $\left(\frac{S}{l}\right) \cdot C_{ij} \cdot w_{ij}$  a  $\left(\frac{S}{l}\right) \cdot (p_i - p_j)$  – tyto dva členy vyjadřují závislost tření a tlaku

Na obrázku níže lze vidět grafické zpracování řešené problematiky. Na levé části obrázku lze vidět vložení kontrolního objemu do mezery mezi sousední subkanály  $\rightarrow$  odtud se do rovnice dostal člen  $\left(\frac{s}{l}\right)$ . Pravá část vyjadřuje vektory fyzikálních veličin v příčném směru.



Obrázek 18 - Popis veličin hybnosti v příčném směru v kontrolním objemu [4]

## 6.2 Konstitutivní fyzikální modely subkanálové analýzy

Aby numerický model úspěšně nacházel řešení pro konkrétní jaderný reaktor, je třeba doplnit o řadu fyzikálních vstupů, jako například geometrie reaktoru, pracovní teploty, tlaky atd. Dále je zapotřebí řada empirických korelací, které určují vstupní hodnoty pro modely matematické. Popis těchto elementárních fyzikálních modelů bude také využit z veřejně přístupného manuálu *COBRA-IIIC*. [4]

### 6.2.1 Součinitel třecího odporu

Součinitel třecího odporu je používán v matematickém modelu axiální hybnosti, je dostáván pomocí této rovnice:

$$f_i = a \cdot (Re)^b + c$$

Kde a, b, c jsou konstanty určené v závislosti na geometrii a hladkosti povrchu subkanálu. [4]

### 6.2.2 Součinitel přestupu tepla

Součinitel přestupu tepla se pro jednofázové proudění kapalin dostává pomocí následujícího vzorce:

$$\frac{h \cdot D}{k} = 0,023 \cdot \left(\frac{G \cdot D}{\mu}\right)^{0,8} \cdot \left(\frac{\mu \cdot c_p}{k}\right)^{0,4}$$

Zde dochází k markantnímu rozdílu ve značení fyzikálních veličin. Součinitel přestupu tepla je obvykle označován písmenem  $\alpha$ , zde je ale označován písmenem  $h$ .  $D$  je hydraulický průměr, tepelná vodivost  $\lambda$  je zde značena písmenem  $k$ .  $G$  zastupuje hustotu hmotnostního toku,  $\mu$  dynamickou viskozitu a  $c_p$  měrnou tepelnou kapacitu při konstantním tlaku. Nutná podmínka pro korektní výsledky rovnice je definována oblastmi Reynoldsova a Prandtlova čísla. Reynoldsovo číslo musí být větší, než  $10^4$  a Prandtlovo v intervalu  $0,7 < Pr < 2500$ .

Součinitel je poté odvozován z Nusseltova čísla, kde:  $Nu = 0,023 \cdot Re^{0,8} \cdot Pr^{0,4}$ . Jedná se pouze o analogický přepis prvního vztahu. [4]

### 6.2.3 Koeficient tlakové ztráty mřížky

Tento koeficient vychází z rovnice pro tlakovou ztrátu, která platí pouze v oblasti jednofázového proudění. Pokud bychom tuto rovnici chtěli využívat pro dvoufázové proudění, je nutno ji přeformulovat a zahrnout měrný objem.

$$\Delta P = \frac{K}{2 \cdot \rho} \cdot \left(\frac{m}{A}\right)^2$$

Kde  $\Delta P$  je vyjádření tlakové ztráty způsobené mísicí mřížkou. [4]

## 7 SUBCHANFLOW

Následující kapitola je věnována popisu softwaru, ve kterém byly prováděny veškeré výpočty. Jsou zde popsány základní principy funkce softwaru a vyžadované vstupní parametry pro výpočet děje. Pro účely této práce byl poskytnut model jaderného bloku VVER-1000, jehož geometrie je k dispozici k nahlédnutí mezi přílohami.

### 7.1 Vývoj subkanálových kódů

Nejprve je důležité se seznámit vývojem numerických kódů vytvářející subkanálové analýzy. Existuje několik programů, které se odlišují svým specifickým využitím a podle toho využívají jiný kód. Tyto kódy bývají zpravidla licenčně chráněné a nejsou volně dostupné veřejnosti. Všechny fungují na stejné bázi iteračních metod, odlišují se zejména využívanými korelacemi dvoufázového tření, korelacemi přestupu tepla atd.

Program SUBCHANFLOW byl vyvinut jako bezpečnostní nástroj pro bezpečnostní analýzu. Funguje na základě již zmíněných konstitutivních matematicko-fyzikálních modelů. Program může být používán pro simulaci ustálených stavů v reaktoru. Lze ho také využít pro simulaci přechodových dějů, nicméně tato problematika zasahuje již mimo hranice práce. Program také umožňuje simulovat děje v reaktorech chlazených vodou, vzduchem, heliem, olovem, směsí olova a bismutu ve čtvercovém, či hexagonálním uspořádání palivových souborů. [3]

#### 7.1.1 COBRA-IIIC

Software COBRA-IIIC je členem softwarové rodiny COBRA. Byl napsán v 80. letech minulého století a jako první dokáže popsat ustálené stavy a přechodové děje v reaktoru s implementovanou korelací přestupu tepla v palivu. Funguje jako základní pilíř pro program Altham C12, se kterým aktivně pracuje společnost ALVEL. [3]

#### 7.1.2 COBRA-IV-I

COBRA-IV-I je evolučním nástupcem softwaru COBRA-IIIC. V rámci aktualizace byly přidány korelační metody pro přestup tepla v palivových tyčích pro radiální i axiální směr. Dále začal software umět pracovat s korelacemi pro podchlazený var, var a přehřátý var. Tuto verzi softwaru COBRA používá program SUBCHANFLOW pro své výpočty. S tímto kódem aktivně pracuje Státní ústav radiační ochrany. [3]

### 7.1.3 VIPRE-01

Termohydraulický kód VIPRE-01 (Versatile Internals and Component Program for Reactors) je používán pro tlakovodní a varné reaktory. Byl vyvinut v 90. letech minulého století za sponzorství institutu Electric Power Research. V současnosti je tento kód aktivně využíván pro simulaci ustálených stavů a abnormálních jevů ústavem ÚJV Řež. [3]

## 7.2 Vstupní parametry modelu

Hlavním ovládacím prvkem programu SUBCHANFLOW 3.5 je textový soubor input.txt, který obsahuje veškeré vstupní parametry, geometrii, rozměry, korelace atd. Soubor je rozdělen do několika oblastí, těm nejdůležitějším je věnována samotná podkapitola. Zbytek je rámcově zmíněn v následujícím odstavci.

V oblasti Inicializace & Coupling with SALOME je v souhrnu popsána geometrie reaktoru VVER 1000. Za zmínku stojí, že právě zde je definována metoda subkanálové analýzy jako „rod centered,“ opouští se tedy od „coolant centered“ metody. V další oblasti Properties se zvolil typ reaktoru jako tlakovodní. Do oblasti Special parameters je možnost zadat průměr a rozteč palivových tyčí a smáčený obvod pro možnost pokročilejších kalkulací. V sekci Channel layout je pomocí externích souborů dodávána geometrie rozložení jednotlivých subkanálů. Figuruje zde následující parametry: pozice x, pozice y, vyhřívání obvod a smáčený obvod. Veškeré detaily byl převzaty z kódu TRACE. Je důležité znát vlastnosti materiálu paliva. Pokud je používáno běžné palivo ( $\text{UO}_2$ ,  $\text{UO}_2\text{PuO}_2$ ), lze využít přímo knihovnu materiálů implementovanou do SUBCHANFLOW. V oblasti Grid Spacer Wire Wrap je popisována pozice mísících a distančních mřížek spolu s jejich ztrátovými koeficienty. Sekce Lateral Transport určuje používanou korelaci pro míšení jednofázového proudění. Pro účely výpočtu ustálených stavů byla využívána korelace Rogers-Tahir triangular. V poslední oblasti Point Kinetics je definováno celkem dvanáct konstant pro rozpad zpožděných neutronů.

### 7.2.1 Correlations

Oblast, která si jednoznačně zaslouží samotnou kapitolu je oblast korelací (Correlations). Je to jeden z nejmocnějších nástrojů v oblasti termohydraulických kódů, jelikož masivně ovlivňují konečné výsledky. Je nespočet korelací, které jsou používány pro výpočty třecích koeficientů, kritického tepelného toku a jiných jevů. Je ale důležité zvolit správnou korelaci pro daný model v závislosti na typu a geometrii reaktoru.

První typ korelací jsou navrženy pro výpočet podchlazeného varu. Tyto korelace se nazývají Levy, Saha-Zuber, Unal a Bowring. Korelace Chexal-Lellouche a Armand se věnují chování páry. Další, již výše zmíněná oblast, kde je důležité výpočty korelovat, je oblast tření ve dvoufázovém a turbulentním proudění. Těmto úkazům jsou věnovány korelace Armand a Lockhart-Martinelli. Další oblast korelací řeší problematiku přestupu tepla. Tomu se věnují korelace Gnielski a Dittus-Boelter.

### 7.2.1.1 Korelace kritického tepelného toku

Práce je věnována hledání rezervy do krize varu v závislosti na vstupních parametrech. Rezerva do krize varu jde ruku v ruce s kritickým tepelným tokem, a proto je důležité znát jeho korelace. Program SUBCHANFLOW používá korelaci Westinghouse-3 ( $w3$ ). Tato korelace stanovuje limitní hodnotu DNBR na 1,3. Ve vyhodnocení numerických výpočtů je uvažována totožná limitní hodnota. Jedna z téměř 500 empirických korelací předpovídá hodnotu kritického tepelného toku pomocí následujících rovnic:

$$\begin{aligned}
 \dot{q}_{cr} &\equiv \dot{q}_{cr}(p, x_e, G, D_k, h_f, h_{in}) = K_1(p, x_e) \times K_2(x_e, G) \times K_3(x_e, D_k) \times K_4(h_f, h_{in}) \\
 K_1 &= \{(2.022 - 0.06238p) + (0.1722 - 0.01427p) \exp[(18.177 - 0.5987p)x_e]\} \\
 K_2 &= [(0.1484 - 1.596x_e + 0.1729x_e | x_e |) 2.326G + 3271] \\
 K_3 &= [1.157 - 0.869x_e] [0.2664 + 0.8357 \exp(-124.1D_k)] \\
 K_4 &= [0.8258 + 0.0003413(h_f - h_{in})]
 \end{aligned}$$

Obrázek 19 – Matematické vyjádření korelace  $w3$  [6]

Kde:

$$\begin{aligned}
 \dot{q}_{cr} &\equiv \text{critical heat flux (kW/m}^2\text{)} \\
 p &\equiv \text{pressure (MPa)} \\
 x_e &\equiv \text{local quality} \\
 D_k &\equiv \text{equivalent heated diameter (m)} \\
 G &\equiv \text{mass flux (kg/m}^2\text{s)} \\
 h_{in} &\equiv \text{inlet enthalpy (kJ/kg)} \\
 h_f &\equiv \text{saturated liquid enthalpy (kJ/kg)}
 \end{aligned}$$

Obrázek 20 – Matematické vyjádření korelace  $w3$  [6]

### 7.2.2 Axial heat flux

Znalost rozložení tepelného toku v axiálním směru je důležitá pro dopočet výkonu palivového proutku, nebo lokálního výkonu samostatné peletky. Jako vstupní parametr je zadáván relativně vůči nominální hodnotě v závislosti na výškovém profilu aktivní zóny. Určování profilu křivky axiálního tepelného toku není obsahem této práce, kompletní axiální profil byl převzat z kódu TRACE.

### 7.2.3 Calculation Control

V oblasti kontroly výpočtu vznikly při provádění výpočtů rozsáhlé komplikace. V této oblasti je cílem najít rozumný kompromis mezi délkou samotného výpočtu a jeho přesností. Mimo jiné se zde volí hlavně časový krok, počet iterací v jednom časovém kroku, maximální změna teploty a Courantovo číslo. Pokud jsou podmínky pro výpočet zadány příliš přísně, bude výpočet ustáleného stavu trvat příliš dlouho, či divergovat. Proto je nutné si ověřit, zda se výpočty nacházejí v oblasti konvergence. Kromě těchto parametrů jsou zde určovány detaily ohledně délky děje, užitých korelací, okrajové podmínky výpočtu atd.

### 7.2.4 Operating conditions

Oblast pracovních podmínek je velice důležitá pro problematiku této práce, jelikož zde jsou zadávány parametry jako výstupní tlak, vstupní teplota, průtok, celkový výkon reaktoru, koncentrace kyseliny borové atd.

Právě vstupní teplota a průtok jsou parametry, které v rámci této práce byly upravovány pro zjištění jejich limitních hodnot. Metodika získávání dat závisela na zvedání vstupní teploty, či snižování průtoku právě v této oblasti a následně proběhnutém výpočtu ustáleného stavu v reaktoru.

## 7.3 Output

Veškerým výstupem programu jsou dva textové soubory. První, log.txt, je pouze důkladný záznam veškerých proběhlých iterací. Druhý, output.txt, obsahuje veškeré informace jako např. teplotní profily jednotlivých palivových tyčí v čase, teplota vně a uvnitř opláštění, teplota uvnitř samotného paliv, teplota chladiva, tlak, či DNBR – parametr, pro který byl celý výpočet prováděn. V závislosti na DNBR je také uváděna tzv. „horký subkanál“ – subkanál, ve kterém má DNBR nejnižší hodnotu.

## 8 Metodika počítání ustálených stavů

Ustáleným stavem je považován stav, jehož fyzikální parametry zůstávají neměnné v čase. V ustáleném stavu funguje jaderný reaktor valnou většinu palivové kampaně. Důsledná znalost fyziky ustálených stavů je nutným předpokladem pro správnou simulaci přechodových jevů.

### 8.1 Provozní parametry jaderného reaktoru VVER-1000

*Nominální tepelný výkon: 3 120 MW*

*Nominální průtok chladiva reaktorem: 86 000 m<sup>3</sup>/h – (21 500 m<sup>3</sup>/h pro každé HCC)*

*Nominální vstupní teplota chladiva: 290 °C*

*Nominální výstupní tlak: 15,7 MPa*

## 9 Výsledky

V následující kapitole jsou zobrazeny výsledky numerických kalkulací programu SUBCHANFLOW.

Právě proto, že jde o výsledky dějů ustáleného stavu, měla by být uvažována právě poslední hodnota MDNBR (minimal departure from nucleate boiling ratio), pokud nedochází ke dvoufázovému proudění. Výsledky mají tendenci kolísat v prvních sekundách děje, zpravidla dochází k ustálení až v druhé čtvrtině děje. Pokud k ustálení nedochází, znamená to, že v reaktoru dochází ke dvoufázovému proudění a je tedy nutno brát nejnižší hodnotu MDNBR za celý děj.

### 9.1 Nominální stav

Za nominálního stavu se reaktor chová velice předvídatelně. Reynoldsovo číslo se pohybuje v rozmezí 463 110 – 1 263 900. Minimální rezerva do krize varu nemá veliké výchylky v čase (v rozmezí tisíců DNBR). Horkým subkanálem je ve 47 z 50 případů subkanál č. 272. V axiálním profilu je místo nejbližší krizi varu ve výšce 2,197 m AZ.

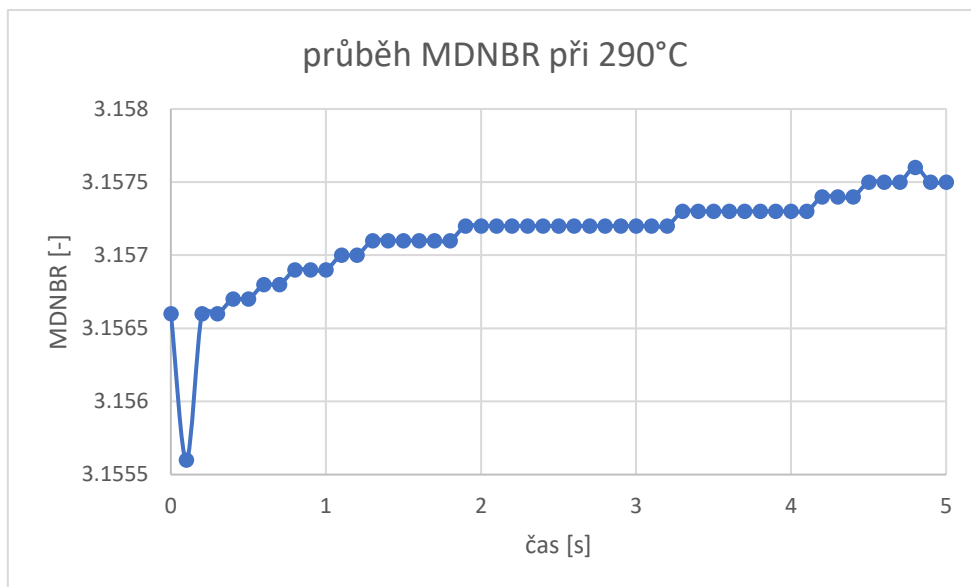
Průměrná hodnota MDNBR: 3,15713

Minimální hodnota MDNBR: 3,1556

Poslední hodnota MDNBR: 3,1575

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.





Obrázek 21 – průběh MDNBR při 290 °C

## 9.2 Abnormální stav

### 9.2.1 Zvyšování teploty

Reaktor se nachází v abnormálním stavu, pokud se některý z fyzikálních parametrů neshoduje s jeho nominální hodnotou. Zde je věnována pozornost zejména zvýšené teplotě na vstupu do AZ, která bývá zapříčiněna zejména sníženou účinností sekundárního okruhu. Cílem je najít hodnotu vstupní teploty, kdy reaktor bude dosahovat krize varu (MDNBR = 1; resp. podle korelace w3 MDNBR = 1,3).

#### 9.2.1.1 Výsledky pro vstupní teplotu 292 °C

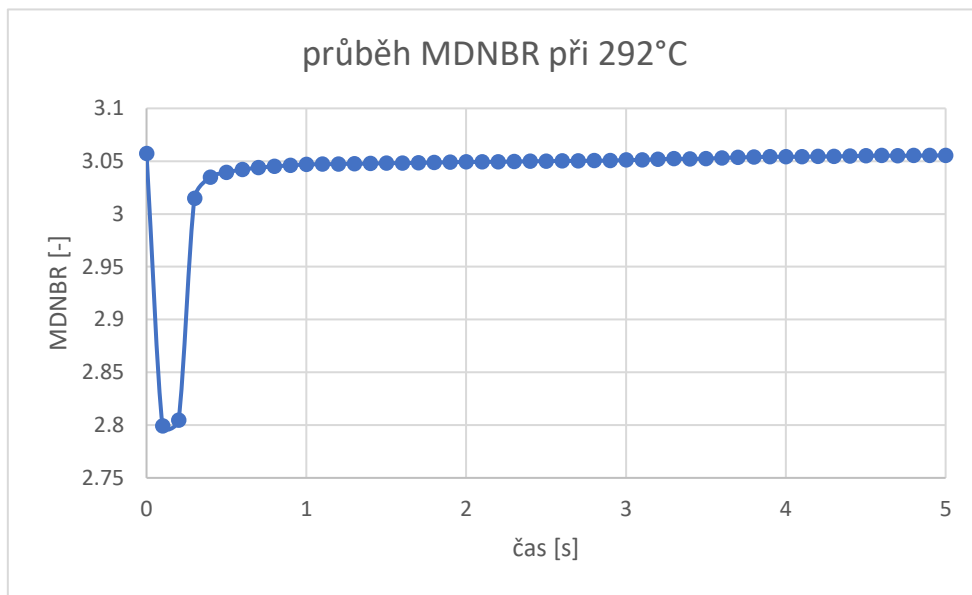
Pokud teplota chladicího média je zvýšena o 2 °C, nebyl zaznamenán nějaký dramatický pokles rezervy do krize varu. AZ je stále konstantní s hodnotami MDNBR lehce nad hodnotou 3. Reynoldsovo číslo se pohybuje v nepatrně vyšších hodnotách – 467 120 – 1 279 600. Horký subkanál je téměř vždy č. 330 nebo č. 331. V axiálním profilu dochází k MDNBR ve stejné výšce jako za nominálního stavu, tedy ve 2,197 m.

Průměrná hodnota MDNBR: 3,03985

Minimální hodnota MDNBR: 2,7992

Poslední hodnota MDNBR: 3,0554

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.



Obrázek 22 – průběh MDNBR při 292 °C

#### 9.2.1.2 Výsledky pro vstupní teplotu 294 °C

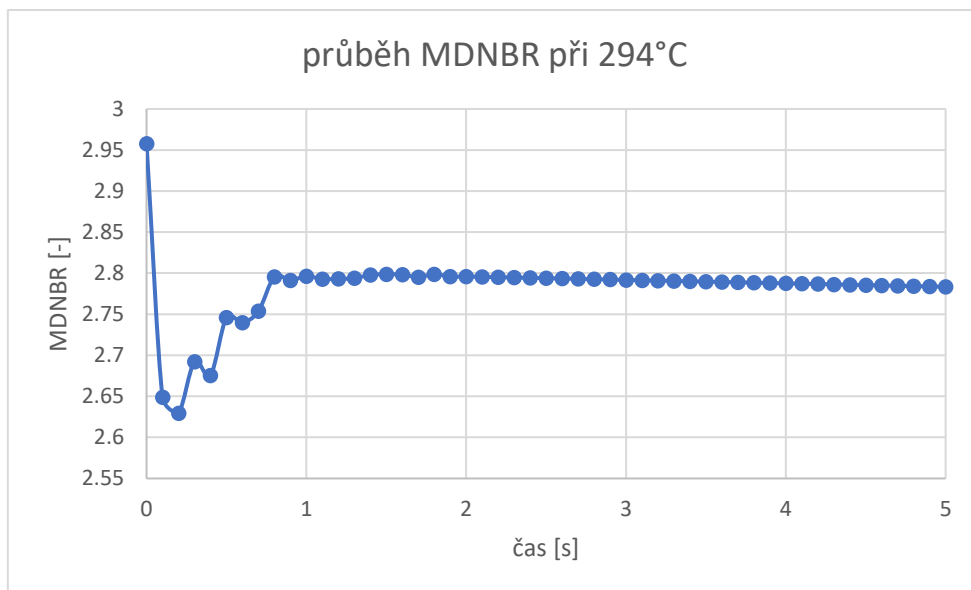
Při vstupní teplotě 294 °C stále nebyl zaznamenán jakýkoliv náznak pro nebezpečné chování reaktoru z hlediska krize varu. Reynoldsovo číslo se pohybuje v rozmezí 471 180 – 1 303 300. Není jednoznačné, který ze subkanálů je nejbližší do krize varu, ale nejčastěji je tomu tak pro subkanály č. 331, 325, 319, 317, 305 a 273. V rámci axiálního profilu jsou nejkritičtější místa ve výšce 2,197 m – 2,620 m.

Průměrná hodnota MDNBR: 2,7818

Minimální hodnota MDNBR: 2,6296

Poslední hodnota MDNBR: 2,7834

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.



Obrázek 23 – průběh MDNBR při 294 °C

### 9.2.1.3 Výsledky pro vstupní teplotu 296 °C

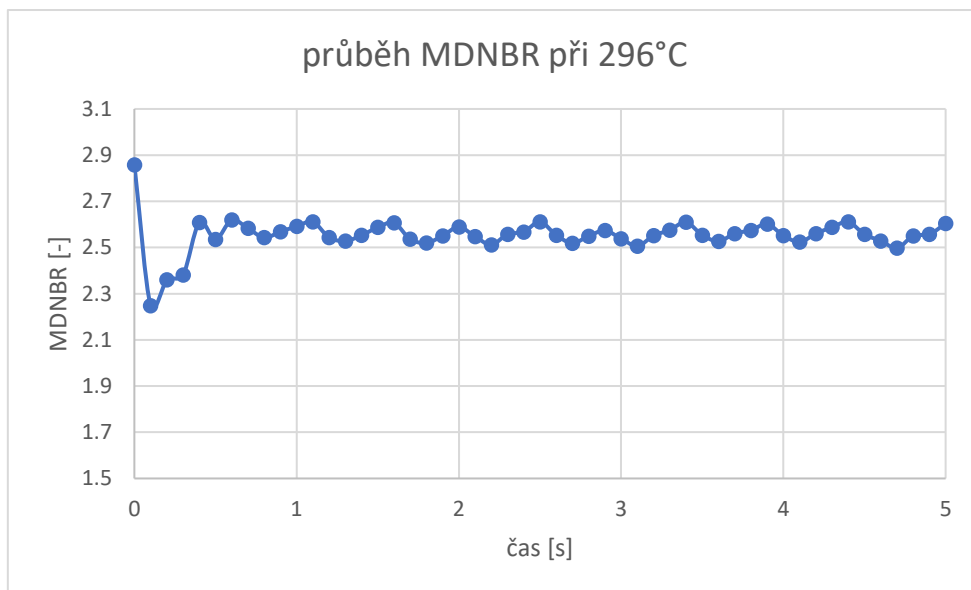
Teplota 296 °C je podle výsledků stále bezpečná pro provozování z hlediska rezervy do krize varu. Reynoldsovo číslo dosahuje hodnot 475 320 – 1 329 500. Horkých subkanálů je zde více, dle analýzy se nejčastěji opakují č. 331, 325, 319, 317, 305 a 273. V axiálním profilu se kritická zóna posunula trochu výše, tj. 2,2821 m – 2,8738 m.

Průměrná hodnota MDNBR: 2,55375

Minimální hodnota MDNBR: 2,2487

Poslední hodnota MDNBR: 2,6039

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.



Obrázek 24 – průběh MDNBR při 296 °C

#### 9.2.1.4 Výsledky pro vstupní teplotu 298 °C

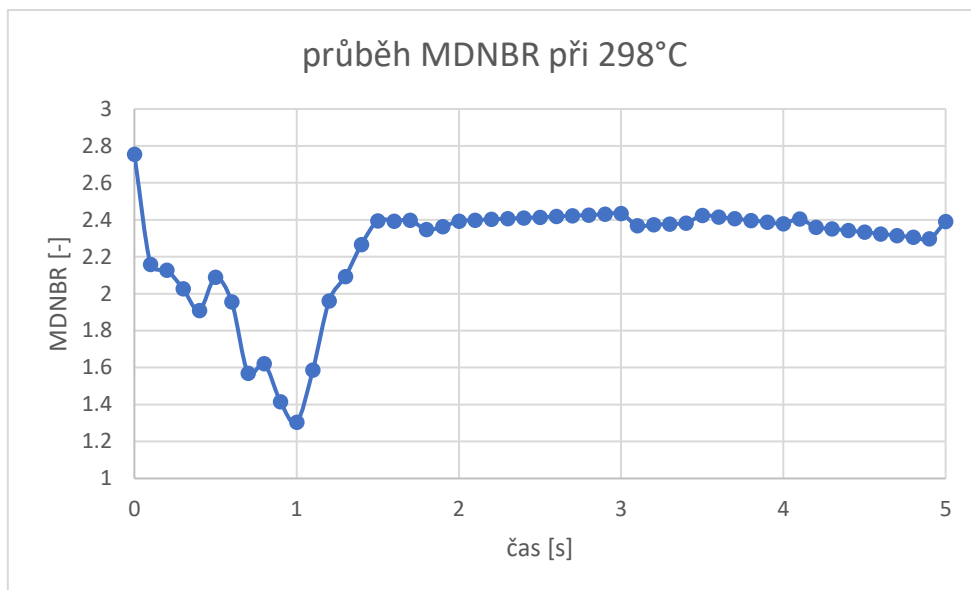
Pokud je vstupní teplota zvýšena o 8 °C nad nominální, stále nelze hovořit o vážnější komplikaci v bezpečném provozování z hlediska krize varu. Hodnota MDNBR sice klesne pod limitních 1,3, nicméně po ustálení výpočtů se vrací do bezpečných hodnot. Jelikož jde o výpočet ustáleného stavu, je za reálného provozu takto vysoký úpadek velice nepravděpodobný. Reynoldsovo číslo se pohybuje v rozmezí 479 520 – 1 355 600. Nelze vyzorovat trend z hlediska četnosti stanovení horkých subkanálů. Všechny stanovené horké subkanály pro vlastní časový interval mají číslo mezi 272–332. Z hlediska axiálního profilu se posunula kritická oblast opět o něco výše – do výšky 2,5357 m – 3,2964 m.

Průměrná hodnota MDNBR: 2,24751

Minimální hodnota MDNBR: 1,3039

Poslední hodnota MDNBR: 2,3915

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.



Obrázek 25 – průběh MDNBR při 298 °C

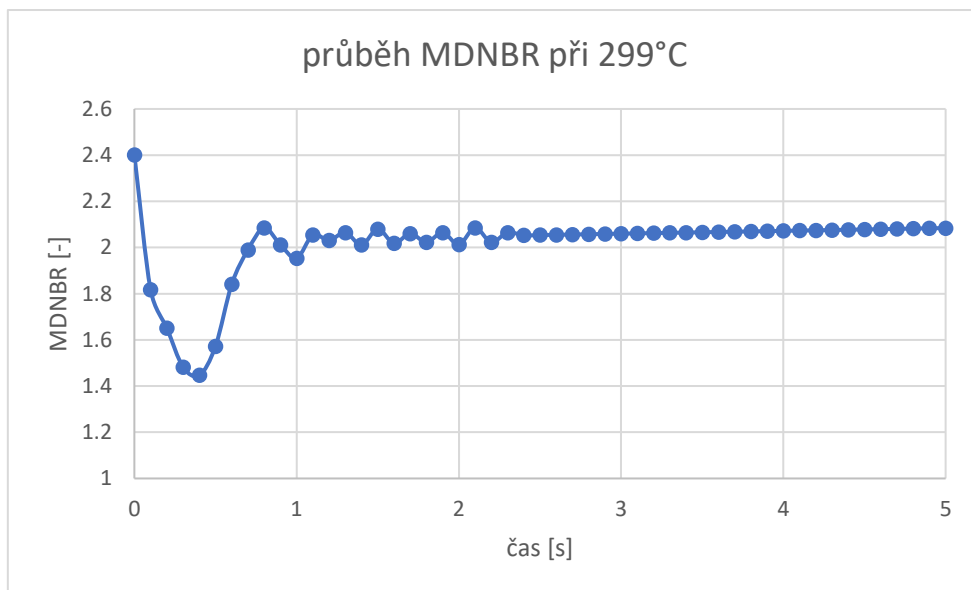
#### 9.2.1.5 Výsledky pro vstupní teplotu 299 °C

Reynoldsovo číslo se pro vstupní teplotu 299 °C opět nepatrně zvedlo na hodnoty 486 660 – 1 371 800. V problematice horkých subkanálů opět nelze stanovit trend, nesou číslo mezi 272–332. Nejkritičtější místo v rámci axiálního profilu je ve výšce 2,4511 m – 2,6202 m. Průměrná hodnota MDNBR se dle očekávání snížila: 2,0136

Minimální hodnota DNBR avšak nedosáhla tak nízkých hodnot (1,4468) což pouze potvrzuje tvrzení v předešlé kapitole.

Poslední hodnota MDNBR: 2,0843

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase.



Obrázek 26 – průběh MDNBR při 299 °C

#### 9.2.1.6 Výsledky pro vstupní teplotu 300 °C

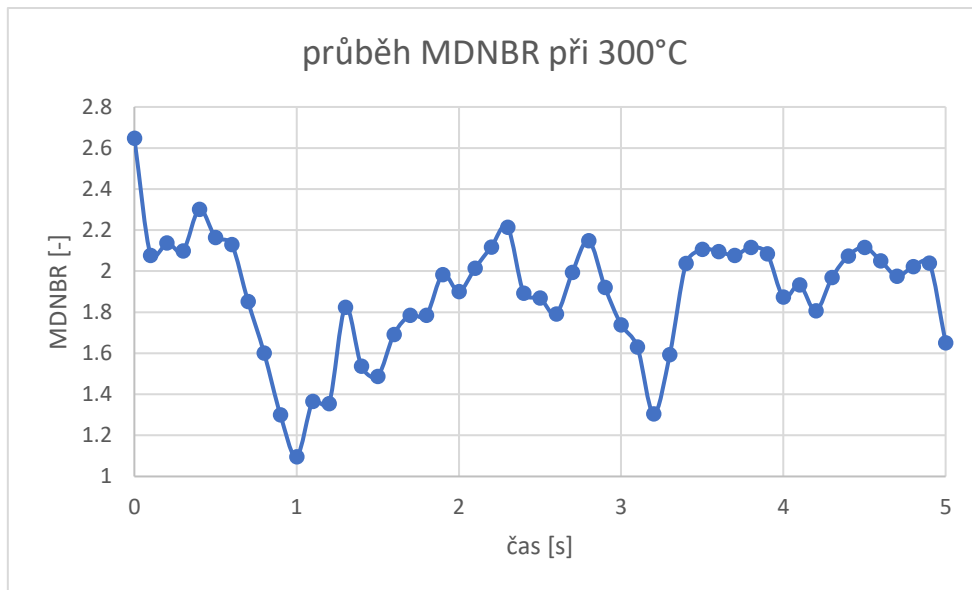
Jako poslední proběhl výpočet pro vstupní teplotu 300 °C. Reynoldsovo číslo předvídatelně jemně vzrostlo na hodnoty 483 810 – 1 389 800. Problematika horkých subkanálů zůstává stejná jako pro teplotu 299 °C a 298 °C. Axiálně nejkritičtější místo je ve výšce 2,5357 m – 3,2964 m.

Průměrná hodnota MDNBR: 1,89008

Minimální hodnota MDNBR: 1,0964

Poslední hodnota MDNBR je zde irelevantní, jelikož je reaktor provozován za přítomnosti dvoufázového proudění, které způsobilo markantní poklesy MDNBR. Vlivem dvoufázového proudění také MDNBR kleslo pod limitní hodnotu 1,3. Za těchto podmínek je jaderné zařízení označeno jako nezpůsobilé k provozu z hlediska jaderné bezpečnosti.

Níže je zobrazen graf závislosti minimální rezervy do krize varu v závislosti na čase, který na rozdíl od ostatních, postrádá jakoukoliv pravidelnost.



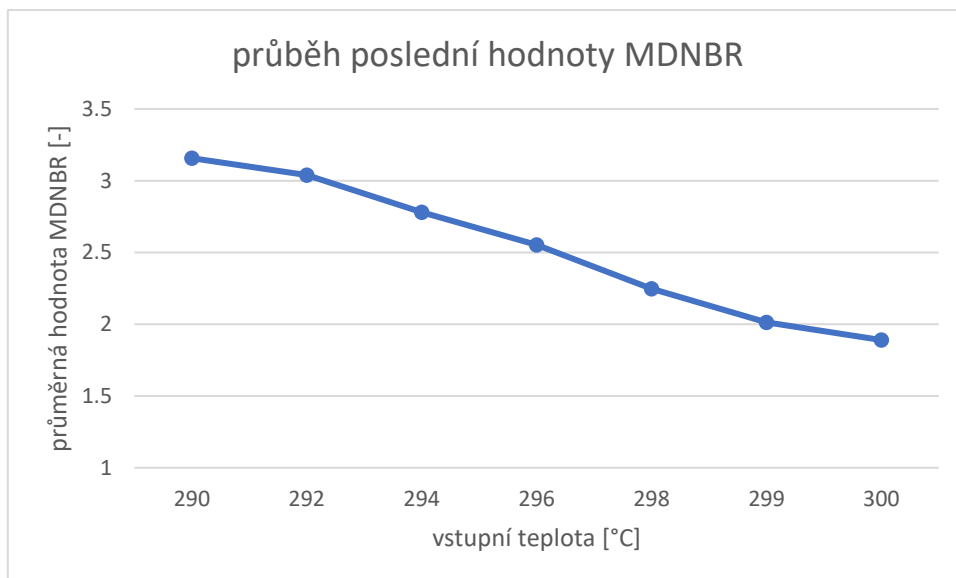
Obrázek 27 – průběh MDNBR při 300 °C

#### 9.2.1.7 Trendy vypořované zvyšováním vstupní teploty

Důsledkem zvyšování vstupní teploty chladicího média bylo vypořováno několik charakteristických chování fyzikálních, či geometrických parametrů.

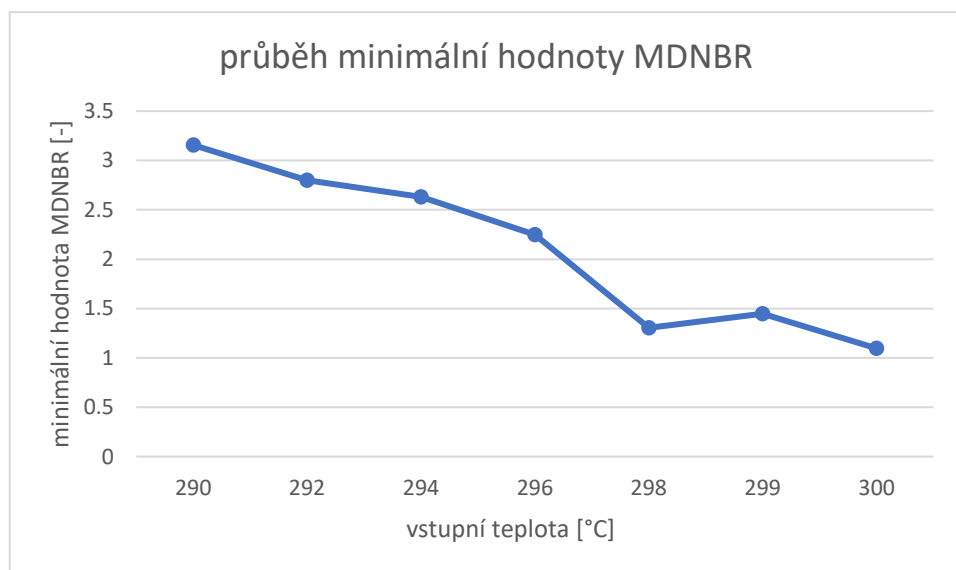
- Růst Reynoldsova čísla
- Růst úbytku tlaku
- Posouvání výšky, ve které docházelo k výskytu nejnižších MDNBR
- Počátek dvoufázového proudění

Na následujícím grafu lze vidět trend klesání průměrného DNBR v závislosti na rostoucí vstupní teplotě chladicího média.



Obrázek 28 – průběh poslední hodnoty MDNBR

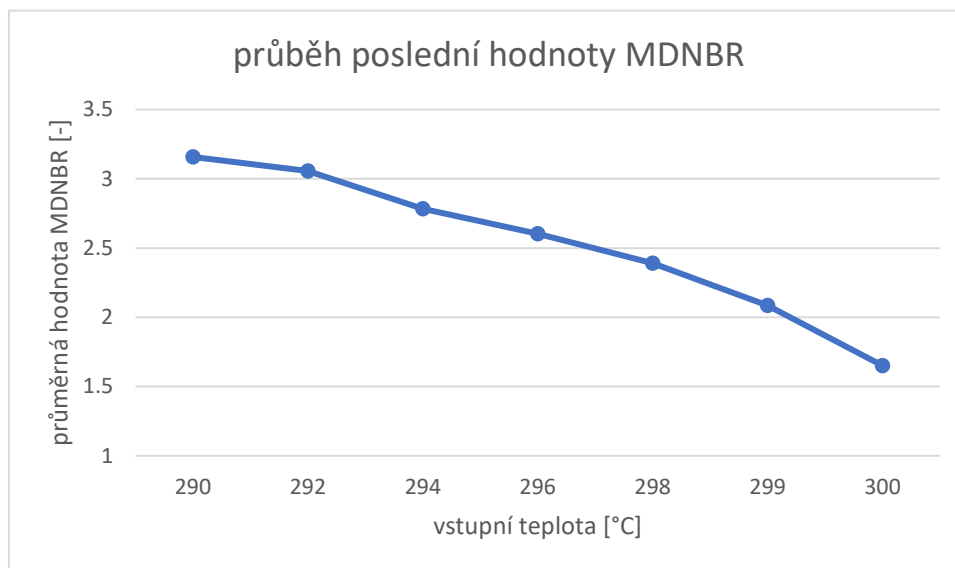
Na grafu obrázku č. 29 lze vidět trend klesání minimálního DNBR v závislosti na rostoucí vstupní teplotě chladicího média.



Obrázek 29 – průběh minimální hodnoty MDNBR



Na grafu obrázku č. 30 je znázorněn průběh poslední hodnoty MDNBR v závislosti na vstupní teplotě. Tato hodnota je relevantní v oblasti jednofázového proudění (290–299 °C)



Obrázek 30 – průběh poslední hodnoty MDNBR

### 9.2.2 Snižování průtoku

Snížením hodnoty průtoku pod nominální výši se snižuje také kritický tepelný tok a tím pádem dochází i ke snižování rezervy do krize varu. Opět se při numerických výpočtech kalkuluje s korelací  $w_3$ , která DNBR označuje za limitní právě na hodnotě 1,3. Pro správnou funkci programu je nutno z objemového průtoku reaktorem vypočítat raw hodnotu, která bude dosazována do vstupních parametrů podle následujícího postupu:

- Převést objemový tok [ $\text{m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ ] na hmotnostní průtok [ $\text{kg} \cdot \text{s}^{-1}$ ]
- Vynásobit hmotnostní tok hustotou (pro 290 °C a 15,7 MPa je  $\rho = 0,7469 \text{ g} \cdot \text{cm}^3$ )
- Uvažovat 3% bypass (3% chladiva se nezapojí do odvodu tepla z AZ)
- Vydělit počtem palivových souborů (163)

Exemplární příklad pro přepočítání nominální hodnoty objemového průtoku na raw hodnotu:

$$\frac{86000 \cdot 1000}{3600} \cdot \frac{0,7469 \cdot 0,97}{163} = 106,18 \text{ kg} \cdot \text{s}^{-1}$$

Při vyhodnocování výsledků se MDNBR mělo tendenci ustálit → nedocházelo ke dvoufázovému proudění. Z tohoto důvodu je uvažována vždy poslední hodnota MDNBR z celého děje.

### 9.2.2.1 Hledání minimálního objemového průtoku pro bezpečnou funkci jaderného zařízení

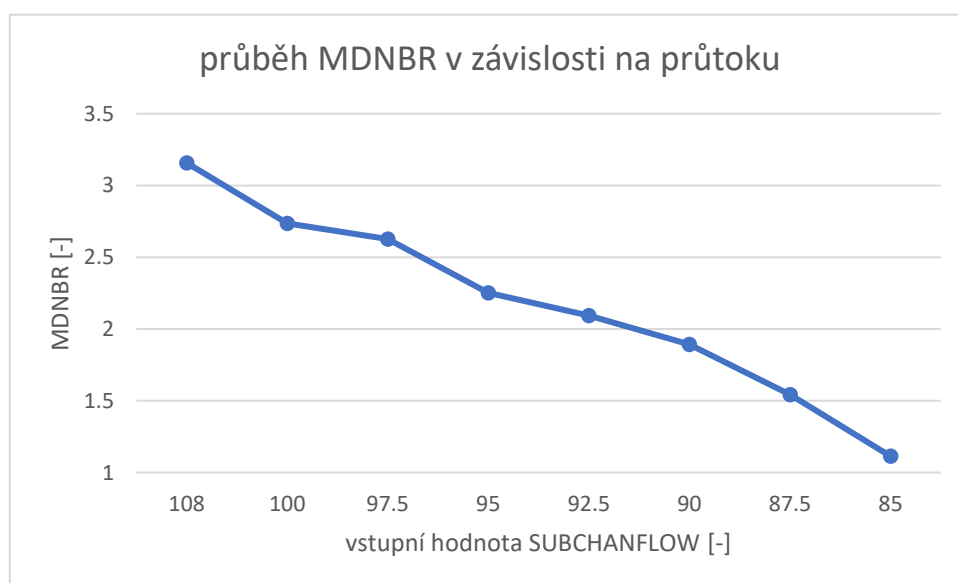
Hodnoty MDNBR mají tendenci se snižováním průtoku klesat lineárně. Limitní hodnota průtoku se nachází někde na hranici  $70\,000\text{ m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ .

Níže jsou vypočteny reálné objemové průtoky podle dosazovaných raw hodnot:

raw hodnota [ $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$ ]	nominální průtok [ $\text{m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ ]
108	87474
100	80994
97.5	78969
95	76944
92.5	74919
90	72895
87.5	70870
85	68845

Tabulka 3 – přepočet nominálního průtoku na raw hodnotu

Grafický výstup MDNBR v závislosti na průtoku je shrnut do jednoho grafu, avšak problematika vyhodnocení popsána v kapitole o teplotě zůstává totožná. Dále je toto odiskutováno v následující kapitole.



Obrázek 31 – průběh MDNBR v závislosti na průtoku

### 9.3 Diskuse výsledků

Výsledný výstup lze označit za realistický, jelikož se model chová dle očekávání. U výpočtu ustálených stavů se objevil trend výrazného poklesu MDNBR v prvních sekundách počítaného děje. Mnohdy se jednalo o nejnižší hodnotu MDNBR z celého výpočtu. Lze to odůvodnit tím, že chladivo na začátku výpočtu má pouze jeden směr proudění, je tedy zhoršený odvod tepla z AZ a klesá hodnota kritického tepelného toku. Výpočet potřebuje několik desítek, či stovek iterací na ustálení a dosažení stavu, který se snažíme simulovat. Právě z tohoto důvodu jsou tyto nízké hodnoty na začátku děje zanedbávány pro teploty 200–299 °C, kde nedochází k vytváření dvoufázového proudění v takové míře.

Jako relevantní výstup je tedy optimální brát poslední hodnotu MDNBR pro 200–299 °C. Pro teplotu 300 °C je nutno brát hodnotu minimální, protože zde nelze vypořádat jakékoliv ustálení a dochází k odvodu tepla majoritně kvůli dvoufázovému proudění.

Graf pro snižování průtoku je vyhodnocován stejným způsobem, jako u teploty, akorát není nutno rozepisovat hodnoty pro každý průtok zvlášť, jelikož se numerický model chová obdobně ve všech ohledech. Pro průtoky 87 500 – 70 000 m<sup>3</sup>·h<sup>-1</sup> dochází k ustálení kolísání hodnot MDNBR, a proto je uvažována poslední hodnota z počítaného děje. Pakliže průtok klesne pod hranici 72 000 m<sup>3</sup>·h<sup>-1</sup>, je uvažována nejnižší hodnota MDNBR.

#### 9.3.1 Srovnání výsledků s vybranými přechodovými jevy JE Temelín

Aby tato analýza měla odpovídající vypovídací hodnotu, měla by být srovnána s reálnou bezpečnostní zprávou. Samotné výsledky mají spíše informativní charakter, jelikož při tvoření bezpečnostních zpráv může být využito jiných korelací. Program SUBCHANFLOW navíc nedisponuje form faktorem, tedy nedokáže přenásobit hodnotu korelace na neuniformní výkonový axiální profil. Samotné hodnoty DNBR se tedy mohou lišit, nicméně je důležité si dokázat představit, v jakých hodnotách DNBR se pohybuje reaktor v reálném provozu. Veškeré informace byly získány v rámci konzultací s vedoucím práce.

##### 9.3.1.1 Výpadek turbíny – uzavření rychlozávěrného ventilu

Pakliže dojde k výpadku turbíny, dojde také k výpadku odběru páry, což zapříčiní snížení odvodu tepla v PG na straně sekundárního okruhu, tedy k růstu teploty chladiva v primárním okruhu. Teplota během několika vteřin roste téměř k hranici 300 °C, kde DNBR je nižší, než 2,2 a dochází k automatickému odstavení reaktoru systémem RCLS (Řídící a

limitační systém reaktoru) a PRPS (Hlavní systém ochrany reaktoru) zhruba ve čtvrté sekundě děje.

#### **9.3.1.2 Neúmyslné uzavření oddělovacích armatur na parovodech**

Uzavření oddělovacích armatur má stejný dopad na primární okruh, jako první scénář, jelikož také dochází k výpadku odběru páry. V tomto případě vstupní teplota také vystoupá během několika sekund nad hranici 300 °C a dochází k rychlému odstavení reaktoru.

#### **9.3.1.3 Ztráta normálního napájení parogenerátoru vodou**

Přerušení dodávky napájecí vody hlavní i pomocné může být způsobené poruchou napájecích čerpadel, či ztrátou vnějších zdrojů elektrického napájení. Při tomto ději dochází k zásahu systémů RCLS a PRPS až kolem 30. sekundy. Do té doby vstupní teplota atakuje hranici 305 °C.

#### **9.3.1.4 Úplná ztráta průtoku chladiva reaktorem**

K úplné ztrátě průtoku chladiva reaktorem by mohlo dojít, pokud by všechna HCČ ztratila elektrické napájení, což by zapříčinilo markantní růst teploty a instantní LOFA (Loss of flow accident – Havárie ztráty průtoku), což by mohlo vést ke krizi varu. Systém PRPS však zasahuje vždy dříve, než DNBR poklesne pod limitní hodnotu bezpečnostních analýz, tedy téměř okamžitě dochází k havarijnímu odstavení reaktoru. Hodnota DNBR se dostává až na hranici 1,5.

#### **9.3.1.5 Zadření rotoru HCČ**

Událost modelovaná jako okamžitá ztráta jednoho HCČ vede okamžitě k markantnímu snížení průtoku smyčkou. Dochází opět k zásahům systému RCLS a PRPS, odstavení reaktoru při hodnotách DNBR nižších, než 1,2. Simulováním metody ustálených stavů dochází k limitnímu MDNBR při průtoku  $70\,000\text{ m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ , což je více než při výpadku jednoho HCČ. Lze tedy konstatovat, že se Bezpečnostní zpráva ETE shoduje s výsledky subkanálové analýzy.

### **9.4 Finální výstup**

Dle provedené subkanálové analýzy v programu SUBCHANFLOW lze jaderný reaktor VVER-1000 typu V320 provozovat bezpečně z hlediska krize varu až do vstupní teploty 299 °C, nebo průtoku  $70\,000\text{ m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ , pokud ostatní fyzikální parametry zůstávají v nominálních hodnotách.

## 10 Závěr

Výsledky této práce se dají rozdělit do několika oblastí. V první řadě je popsána funkce primárního okruhu temelínské elektrárny a rozdělení paliva. Tato část rešerše rozhodně není neodmyslitelně nutnou součástí této práce, jelikož se zabývá samotnou bezpečnostní analýzou, nicméně pomohla autorovi práce jako studentovi obecného strojního inženýrství si ujasnit a urovnat, jakým způsobem tato komplexní záležitost funguje a vytvořila pevný základ pro nabývání dalších znalostí v této oblasti.

Dále byla provedena rešerše na téma subkanálové analýzy, programu SUBCHANFLOW a jeho principů, na kterých je založen. V poslední části práce byly provedeny výpočty závislosti vstupních parametrů na rezervě do krize varu pro jaderný reaktor VVER-1000, které pak byly srovnány s vybranými přechodovými stavy, kterých lze dosáhnout při reálném provozu. Tyto přechodové jevy byly vyjmuty z Bezpečnostní zprávy Jaderné elektrárny Temelín.

Výsledkem lze konstatovat, že provedená subkanálová analýza stanovila odpovídající hodnoty pro provoz jaderného bloku. Diskutovanými limitními vstupními parametry byly hodnoty průtoku a vstupní teploty chladiva. Bylo zjištěno, že maximální provozuschopná teplota chladiva je z hlediska krize varu 299 °C. Maximální průtok 72 000 m<sup>3</sup>·h<sup>-1</sup>.

Možným navazujícím tématem pro výzkumnou práci je zkoumání rezervy do krize varu při simulaci jednotlivých přechodových stavů. Téma je vhodné spíše pro diplomovou práci, jelikož simulace přechodových stavů vyžaduje více znalostí v oblasti dané problematiky.

## 11 Bibliografie

1. KLÍMA, Tomáš. CFD modelování proudění v palivovém souboru v aktivní zóně jaderného reaktoru [online]. Plzeň, 2017 [cit. 2022-05-26]. Dostupné z: <https://dspace5.zcu.cz/handle/11025/28371>. Diplomová práce. Západočeská univerzita, Fakulta strojní. Prof. Ing. Václav URUBA, CSc.
2. CACUCI, Gabriel. Dan. *Handbook of Nuclear Engineering: Reactors of Generations* [online]. England: Springer, 2010 [cit. 2022-05-26]. ISBN 0387981306. Dostupné z: <https://1lib.cz/book/969635/eb0805>
3. SYBLÍK, Jan. Subchannel Analysis of VVER-440 Using Subchanflow Code [online]. Praha, 2020 [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: <https://dspace.cvut.cz/handle/10467/89594>. Diplomová práce. ČVUT FS. Vedoucí práce doc. Ing. Václav Dostál, Sc.D.
4. Rowe, D S. COBRA IIIC: digital computer program for steady state and transient thermal-hydraulic analysis of rod bundle nuclear fuel elements. United States: N. p., 1973. Web. doi:10.2172/4480166.
5. BEDNÁŘ, Michal. Krize varu v jaderných reaktorech [online]. Brno, 2019 [cit. 2022-05-29]. Dostupné z: <http://hdl.handle.net/11012/173685>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně. Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií. Ústav elektroenergetiky. Vedoucí práce Štěpán Foral.
6. Korelace W-3. The Westinghouse-3 (W-3 or W3 or W 3) correlation for evaluation of critical heat flux (CHF) [online]. [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: <https://syeilendrapramuditya.wordpress.com/2009/09/16/the-westinghouse-3-w-3-or-w3-correlation-for-evaluation-of-critical-heat-flux-chf/>
7. Vstupní školení pro jaderné elektrárny EDU a ETE [online]. 2019, prosinec 2019, 8-25 [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: [https://www.cez.cz/webpublic/file/edee/2019/12/skripta\\_a1\\_2020.pdf](https://www.cez.cz/webpublic/file/edee/2019/12/skripta_a1_2020.pdf)
8. HUTNÍK, Martin. Barbotážní nádrž primárního okruhu jaderné elektrárny [online]. Ostrava, 2012 [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: [https://dspace.vsb.cz/bitstream/handle/10084/93902/HUT038\\_FS\\_B2341\\_3907R009\\_2012.pdf?sequence=1&isAllowed=y](https://dspace.vsb.cz/bitstream/handle/10084/93902/HUT038_FS_B2341_3907R009_2012.pdf?sequence=1&isAllowed=y). Bakalářská práce. Technická univerzita Ostrava. Vedoucí práce prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.
9. Sledování stavu paliva. SÚJB [online]. [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/jaderna-zarizeni/jaderna-elektrarna-temelin/sledovani-stavu-paliva>

10. KLAVÍK, Petr. Fyzikální modelování proudění v palivovém souboru v aktivní zóně jaderného reaktoru [online]. Plzeň, 2017 [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: <http://hdl.handle.net/11025/28370>. Diplomová práce. Západočeská univerzita. Vedoucí práce prof. Ing. Václav Uruba, CSc.
11. CHADURI, KS. Development and validation of a fast sub-channel code for LWR multi-physics analyses. ScienceDirect [online]. 2019., 1218-1230 [cit. 2022-05-27]. Dostupné z: doi:10.1016/j.net.2019.02.017
12. HEZOUČKÝ, František a Svatobor ŠTĚCH. Základy teorie normálních a abnormálních provozních režimů energetických bloků s tlakovodními reaktory. Plzeň: Západočeská univerzita, 2015. ISBN 978-80-261-0548-0
13. TODREAS, Neil E. Nuclear Systems Volume I: Thermal Hydraulic Fundamentals. 3rd Edition. 2018. ISBN 978-1138492448.
14. Operation and Licensing of Mixed Cores in Water Cooled Reactors [online]. 2013, 90 [cit. 2022-05-15]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/publications/10495/operation-and-licensing-of-mixed-cores-in-water-cooled-reactors>
15. Hidropress Podolsk. ПЕАКТОПНАЯ УСТАНОВКА С ВВЭР-1000 (B-392) [online]. [cit. 2022-05-22]. Dostupné z: <http://www.gidropress.podolsk.ru/ru/projects/wwer1000.php>
16. ZDEBOR, J. Podpůrné materiály pro studium předmětu JEP/ KKE. Plzeň: 2016.
17. NRC: Glossary. Departure from nuclear boiling (DNB) [online]. [cit. 2022-05-20]. Dostupné z: <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/glossary/departure-from-nucleate-boiling-dnb.html>
18. CHENG, X., MÜLLER, U., Review on Critical Heat Flux in Water Cooled Reactors [online]. 2003 [cit. 2022-05-17]. Dostupné z: <https://digbib.ubka.uni-karlsruhe.de/volltexte/fzk/6825/6825.pdf>
19. MICHAL, BEDNÁŘ. Subkanálová analýza aktivní zóny jaderného reaktoru VVER-1000 [online]. Brno, 2021 [cit. 2022-05-29]. Dostupné z: <https://dspace.vutbr.cz/bitstream/handle/11012/196987/final-thesis.pdf?sequence=1&isAllowed=y>. Diplomová práce. VUT.
20. SHULTIS, J. Kenneth, et. al., Fundamentals of nuclear science and engineering, Kansas State University Manhattan, Kansas, U.S.A. ISBN: 0-8247-0834-2

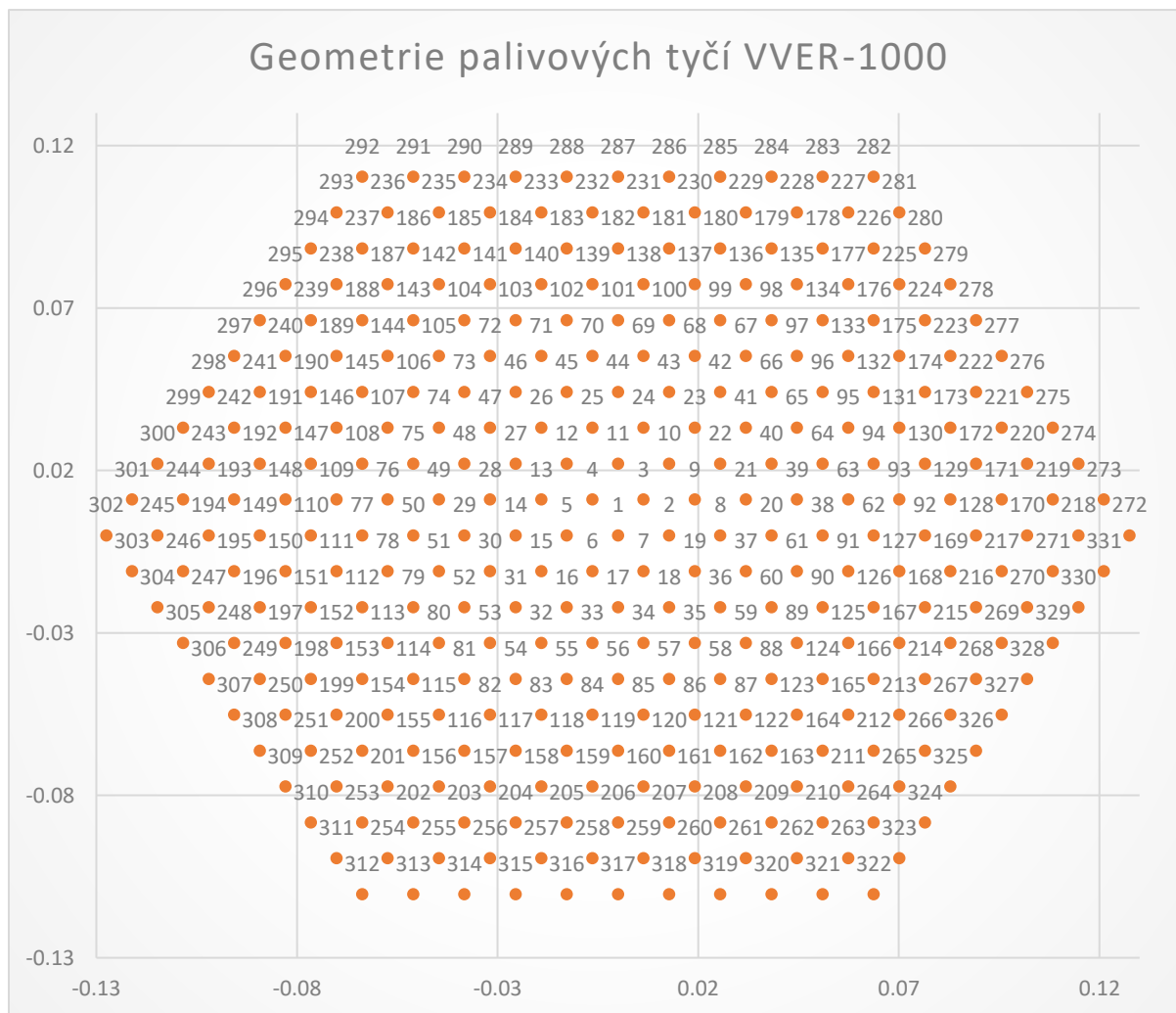
## **12 Seznam příloh**

1. Geometrie palivových tyčí VVER-1000
2. Geometrie subkanálů VVER-1000



# 13 Přílohy

## 13.1 Geometrie palivových tyčí VVER-1000



## 13.2 Geometrie subkanálů VVER-1000

