

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI
FAKULTA STROJNÍ

Studijní program: B 2301 Strojní inženýrství

Studijní zaměření: Stavba energetických strojů a zařízení

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

Imitátory palivových prouků s vestavbami pro numerické
a experimentální modelování proudění a přestupu tepla

Autor: **Bořek Ozom**

Vedoucí práce: **Ing. Richard Matas, Ph.D.**

Akademický rok 2019/2020

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta strojní

Akademický rok: 2019/2020

ZADÁNÍ BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

(projektu, uměleckého díla, uměleckého výkonu)

Jméno a příjmení:	Bořek OZOM
Osobní číslo:	S16B0108P
Studijní program:	B2301 Strojní inženýrství
Studijní obor:	Stavba energetických strojů a zařízení
Téma práce:	Imitátory palivových proutků s vestavbami pro numerické a experimentální modelování proudění a přestupu tepla
Zadávací katedra:	Katedra energetických strojů a zařízení

Zásady pro vypracování

1. Základní principy tlakovodních reaktorů a důvody přechodu k SMR.
2. Popis přestupu tepla v zóně jaderného reaktoru a problematika krize přestupu tepla při vzniku varu.
3. Popis problematiky imitátorů palivových proutků a přehled aktuálně publikovaných studií imitátorů palivových proutků, případně podobných jevů.
4. Popis experimentálního zařízení na ZČU a případné návrhy jeho úprav.
5. Numerické simulace jednoduchých konfigurací imitátorů a jejich vyhodnocení.
6. Rozbor získaných výsledků a závěr.

Rozsah bakalářské práce: **30 – 40 stran**
Rozsah grafických prací: **neuveđen**
Forma zpracování bakalářské práce: **tištěná/elektronická**

Seznam doporučené literatury:

- KROPÍK, Martin. Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů. Praha: ČVUT, 2016. ISBN 978-80-0105-907-4
- IBLER, Zdeněk. Provoz jaderných elektráren. Plzeň: VŠSE, 1987. ISBN 55-075-87
- HEZOUČKÝ, František. Základy teorie normálních a abnormálních provozních režimů energetických bloků s tlakovodními reaktory. Plzeň: ZČU, 2015. ISBN 978-80-261-0548-0
- BEČVÁŘ, Josef. Jaderné elektrárny. Praha: SNTL, 1981. ISBN 04-237-81
- FERZIGER, Joel. Computational Methods for Fluid Dynamics. Berlin: Springer, 2002. ISBN 3-540-42074-6

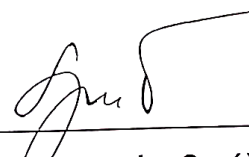
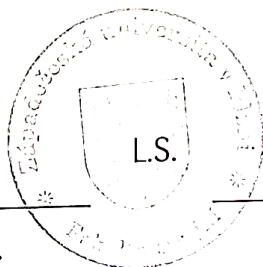
Vedoucí bakalářské práce: **Ing. Richard Matas, Ph.D.**
Nové technologie – výzkumné centrum

Konzultant bakalářské práce: **Ing. Jan Sedláček, Ph.D.**
Nové technologie – výzkumné centrum

Datum zadání bakalářské práce: **31. října 2019**
Termín odevzdání bakalářské práce: **28. května 2020**



Doc. Ing. Milan Edl, Ph.D.
děkan



Dr. Ing. Jaroslav Synáč
vedoucí katedry

V Plzni dne 31. října 2019

Prohlášení o autorství

Předkládám tímto k posouzení a obhajobě bakalářskou práci, zpracovanou na závěr studia na Fakultě strojní Západočeské univerzity v Plzni.

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

V Plzni dne:

.....

podpis autora

Poděkování

Tímto bych velmi rád poděkoval vedoucímu bakalářské práce Ing. Richardu Matasovi, Ph.D. za užitečné rady, připomínky, ochotu pomoci a vedení v průběhu jejího vypracování.

ANOTAČNÍ LIST BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

AUTOR	Příjmení Ozom	Jméno Bořek		
STUDIJNÍ OBOR	2301R016 „Stavba energetických strojů a zařízení“			
VEDOUcí PRÁCE	Příjmení (včetně titulů) Ing. Matas, Ph.D.	Jméno Richard		
PRACOVISTĚ	ZČU - FST - KKE			
DRUH PRÁCE	DIPLOMOVÁ	BAKALÁŘSKÁ	Nehodící se škrtněte	
NÁZEV PRÁCE	Imitátory palivových proutků s vestavbami pro numerické a experimentální modelování proudění a přestupu tepla			

FAKULTA	strojní	KATEDRA	KKE	ROK ODEVZD.	2020
----------------	---------	----------------	-----	--------------------	------

POČET STRAN (A4 a ekvivalentů A4)

CELKEM	50	TEXTOVÁ ČÁST	35	GRAFICKÁ ČÁST	0
---------------	----	---------------------	----	----------------------	---

STRUČNÝ POPIS	Bakalářská práce obsahuje popis fyzikálních principů jaderného reaktoru a vnitřních tepelných přestupů se zaměřením na problematiku krize varu. Dále se tato práce zabývá problematikou imitátorů palivových proutků a srovnává experimentální zařízení ve světě s experimentálním zařízením Západočeské univerzity. Součástí bakalářské práce jsou také numerické simulace krize varu, pro jejichž výpočet byl použit program Fluent 2019 R2.
KLÍČOVÁ SLOVA	Krize varu, CHF, SMR, Krize přestupu tepla, Fluent, Dvofázové proudění, CFD

SUMMARY OF BACHELOR SHEET

AUTHOR	Surname Ozom	Name Bořek	
FIELD OF STUDY	2301R016 „Stavba energetických strojů a zařízení“		
SUPERVISOR	Surname (Inclusive of Degrees) Ing. Matas, Ph.D.	Name Richard	
INSTITUTION	ZČU - FST - KKE		
TYPE OF WORK	DIPLOMA	BACHELOR	Delete when not applicable
TITLE OF THE WORK	Numeric and experimental modeling of flow and heat transfer around fuel rod imitators		

FACULTY	Mechanical Engineering	DEPARTMENT	Design of Power Machines and Equipment	SUBMITTED IN	2020
----------------	------------------------	-------------------	--	---------------------	------

NUMBER OF PAGES (A4 and eq. A4)

TOTALLY	50	TEXT PART	35	GRAPHICAL PART	0
----------------	----	------------------	----	-----------------------	---

BRIEF DESCRIPTION	The bachelor thesis describes basic physical principles in a nuclear reactor focusing on internal heat transfer and the boiling crisis. Furthermore, this paper includes description of fuel rod imitators in experimental facilities and compares those in the world with the experimental facility of the University of West Bohemia. Numerical simulations of the boiling crisis are also a part of this thesis. For all these simulations Fluent 2019 R2 software was used.
KEY WORDS	Critical heat flux, CHF, Boiling crisis, Fluent, Two-phase flow, CFD

Seznam použitých veličin a symbolů

Veličina	Jednotka	Název
T	$[\text{ }^\circ\text{C}]$	Teplota
t	$[s]$	Čas
l	$[m]$	Délka
w	$[m \cdot s^{-1}]$	Relativní rychlost proudění
p	$[Pa]$	Tlak
ΔT	$[\text{ }^\circ\text{C}]$	Teplotní rozdíl
\dot{m}	$[kg \cdot m^{-2} \cdot s^{-1}]$	Hmotnostní tok
V_p	$[\%]$	Objemové množství páry
Re	$[-]$	Reynoldsovo číslo
P_t	$[W_t]$	Tepelný výkon
P_e	$[W_e]$	Elektrický výkon
E_k	$[eV]$	Kinetická energie neutronu
P_0	$[W]$	Elektrický příkon
q_v	$[W \cdot m^{-3}]$	Objemový výkon zdrojů tepla
Q_f	$[J]$	Množství uvolněného tepla jednoho štěpení
\dot{q}	$[m^{-2} \cdot s^{-2}]$	Hustota tepelného toku
φ	$[kg \cdot m^{-2} \cdot s^{-1}]$	Hustota neutronového toku
n_v	$[m^{-3}]$	Počet štěpitelných atomů v jednotce objemu
σ_f	$[m^2]$	Účinný průřez pro štěpení

Další označení a zkratky

<i>JE</i>	Jaderná elektrárna
<i>IPP</i>	Imitátory palivového proutku
<i>CFD</i>	Computational Fluid Dynamics
<i>PWR/VVER</i>	Tlakovodní reaktor
<i>EDU</i>	Jaderná elektrárna Dukovany
<i>ETE</i>	Jaderná elektrárna Temelín
<i>INES</i>	Mezinárodní stupnice jaderných událostí
<i>AZ</i>	Aktivní zóna reaktoru
<i>EPR</i>	Evropský tlakovodní reaktor
<i>AP</i>	Tlakovodní reaktor společnosti Westinghouse
<i>APR</i>	Pokročilý vývojový tlakovodní reaktor
<i>ACPR</i>	Pokročilý čínský tlakovodní reaktor
<i>HPR</i>	Tlakovodní reaktor Hualong One
<i>ABWR</i>	Pokročilý varný reaktor
<i>SMR</i>	Malý modulární reaktor
<i>EZ</i>	Experimentální zařízení
<i>DNS</i>	Přímá numerická simulace
<i>LES</i>	Metoda velkých vírů
<i>RANS</i>	Reynoldsova metoda středování Navierových-Stokesových rovnic

Obsah

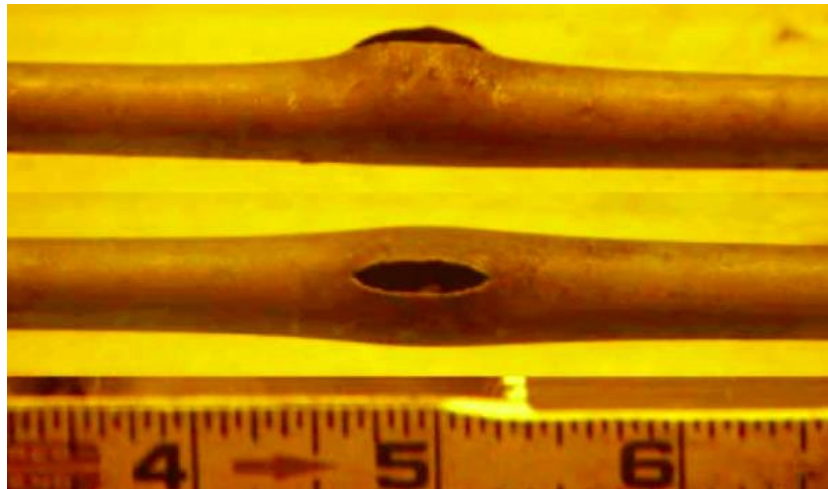
1. Úvod.....	12
2. Jaderná energetika.....	13
2.1. Princip štěpné reakce.....	14
3. Tlakovodní reaktory.....	16
4. Základní části reaktoru.....	18
4.1. Tlaková nádoba	18
4.2. Jaderné palivo.....	18
4.3. Regulační tyče	18
4.4. Řídící systémy.....	18
5. Budoucnost jaderné energetiky.....	19
6. Malé modulární reaktory	20
7. Procesy přestupu tepla v jaderném reaktoru	21
7.1. Sdílení tepla prouděním	21
7.2. Odvod tepla z aktivní zóny reaktoru	22
7.3. Jednofázové proudění.....	23
7.4. Dvoufázové proudění	24
7.5. Var kapaliny	25
7.6. Krize přestupu tepla	27
7.6.1. Krize varu I. druhu.....	27
7.6.2. Krize varu II. druhu	27
8. Imitátory palivových proutků	27
8.1. Palivové proutky	28
9. Aktuální výzkum ve světě.....	30
9.1. University of Wisconsin, Spojené státy americké.....	30
9.2. CCNC Key Laboratory on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics Technology in Chengdu, China	31
9.3. Shanghai Jiao Tong University, China.....	31
10. Experimentální zařízení Západočeské univerzity	32
11. Numerické simulace	33
11.1. Ansys Fluent.....	34
11.2. Základní typy simulací v CFD	34
11.2.1. Rozdělení na základě časové závislosti.....	34
11.2.2. Rozdělení na základě řešeného prostoru	35
11.2.3. Rozdělení podle způsobu bilancování veličin.....	35

11.3.	Numerické výpočetní modely.....	36
11.3.1.	Přímá numerická simulace	36
11.3.2.	Metoda velkých vírů	36
11.3.3.	Metoda středování Navierových-Stokesových rovnic	37
12.	Vlastní numerické simulace krize varu.....	37
12.1.	Porovnání výpočetních přístupů v programu Fluent	39
12.2.	Výpočetní identifikace přestupu tepla	43
13.	Závěr	46
14.	Seznam obrázků	49
15.	Seznam tabulek	50

1. Úvod

Zajištění stabilního odvodu tepla pomocí chladiva je hlavním limitujícím parametrem jaderných elektráren (dále JE). Toto médium pracuje při vysokých teplotách, při nichž se v kombinaci s havarijním stavem může vyskytnout nežádoucí jev, kterým je krize přestupu tepla. Taková situace nesmí nastat, neboť by došlo k poškození povrchu palivových elementů jejich natavením. Znalosti mechanismů přenosu tepla a vlastností látek nám umožňují bezpečný odvod tepla z aktivní zóny reaktoru.

Při krizi přestupu tepla dochází k postupnému zformování plynné blány v těsné blízkosti topného tělesa. Postupně je topné těleso touto vrstvou odizolováno od chladicí kapaliny. Dojde-li k situaci, kdy se blána plně zformuje, teplota na povrchu topného tělesa začne exponenciálně růst, neboť teplo není odváděno z vyhřívané oblasti pryč.



Obr. 1 - Trhlina na palivovém proutku vzniklá jeho natavením [1]

Cílem bakalářské práce je popsat problematiku krize varu v souvislosti s tepelnými procesy, ke kterým dochází v aktivní zóně jaderného reaktoru. Také se tato práce zabývá experimentálním zařízením vybudovaným na půdě Západočeské univerzity, které bude schopné proudící chladivo topným elementem zahřát do takové míry, aby krize přestupu tepla vznikla a zjistit podmínky, při nichž k jevu dojde.

Měření na experimentálním zařízení budou předcházet počítačové simulace proudění okolo vyhřívaného elementu, imitátoru palivového proutku (dále IPP), pomocí metod CFD (Computational Fluid Dynamics) na různých výpočetních sítích. Následně proběhne měření na experimentálním zařízení. V bakalářské práci je také obsaženo vyhodnocení přesnosti měření ve srovnání s počítačovou simulací. Bez možnosti validace na experimentálním zařízení se tato práce zabývá i vlivem distančních mřížek a vlivem vícenásobného uspořádání vyhřívaných IPP na přestupy tepla v proudícím médiu. Tyto další počítačové simulace bude také možné časem porovnat s reálným modelem, avšak v současné chvíli jsou technické kroky nutné k umožnění takových měření předmětem řešení. Bakalářská práce vznikla v rámci výzkumného projektu „Experimentální a výpočetní identifikace krize přestupu tepla paliva reaktorů malých výkonů“ Technologické agentury České republiky v programu Théta.

2. Jaderná energetika

Za počátek jaderné energetiky můžeme považovat rok 1934, kdy byly italským fyzikem Enricem Fermim provedeny první experimenty ozařování látek pomalými neutrony. V roce 1938 za své vědecké úspěchy obdržel Nobelovu cenu. V následujícím roce se objevy podařilo dopracovat až do důsledků, ze kterých pramenilo poznání samostatně se udržující štěpné reakce, a dne 2. prosince 1942 došlo k praktické realizaci v grafitovém reaktoru o výkonu $0,5 W_t$. [2]

Navzdory velkému množství energie, která se štěpením vazeb uvnitř jádra uranu uvolňuje, trvalo zdokonalení konceptů jaderných reaktorů více než desetiletí. První postavené exempláře nebyly schopné vyrábět elektrickou energii ekonomicky. Z níže přiložené tabulky je možné vyčíst, jak ve světě postupovaly výstavby prvních demonstračních jaderných reaktorů. [3] [2]

Rok	Název	Autor	Tepelný výkon	Místo, Stát
1942	CP-1 (grafitový, přírodní uran)	E. Fermi	$0,5 W_t$	Chicago, USA
1943	CP-2 (grafitový, přírodní uran)	E. Fermi	$100 kW_t$	Argonne, USA
1944	CP-3 (těžkovodní, přírodní uran)	W. H. Zinn	$300 kW_t$	Argonne, USA
1945	Zeep (těžkovodní, přírodní uran)	W. B. Lewis	$3,5 W_t$	Chalk River, Kanada
1946	F-1 (grafitový, přírodní uran)	I. V. Kurčatov	$4 MW_t$	Moskva, SSSR
1951	EBR-1 (rychlý, obohacený uran)	W. H. Zinn	$1,4 MW_t$	Idaho Falls, USA
1954	AM-1 (grafitový, obohacený uran)	N. A. Dolležal	$30 MW_t$	Obninsk, SSSR
1956	Magnox (grafitový, přírodní uran)	neznámý	$225 MW_t$	Calder Hall, VB

Tab. 1 - Typy prvních úspěšně spuštěných jaderných reaktorů [3]

V současné době se svět energetiky zabývá dvěma výraznými problémy. Prvním je globální přístup k dostatku energetických zdrojů pro potřeby lidstva, které rok od roku stoupají. Druhým je negativní vliv emisí na změny klimatu na Zemi. Oba tyto problémy do jisté míry řeší jaderná energetika, neboť ji můžeme řadit do kategorie bezemisních zdrojů.

Během provozu jaderné elektrárny za běžných podmínek k produkci skleníkových plynů nedochází a zároveň, díky vysokému objemovému tepelnému výkonu, patří jaderné palivo mezi nejlevnější energetické zdroje. Na stranu druhou s sebou jaderná energetika přináší rizika jiná, která jsou terčem časté kritiky. [4]

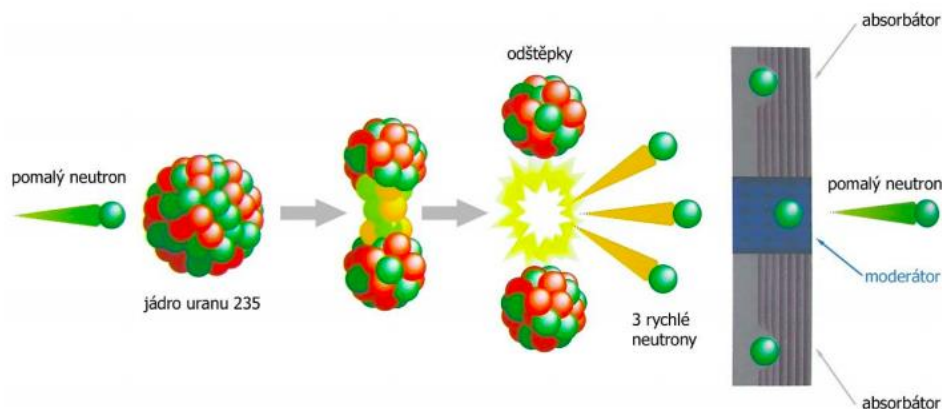
K 16. srpnu 2019 se ve 30 státech světa nacházelo podle statistik Světové jaderné asociace v provozu 450 jaderných reaktorů, z nichž je přibližně 65 % typu PWR/VVER (Tlakovodní reaktor). Jedná se o stejný typ reaktoru, jakým jsou reaktory EDU (Jaderná elektrárna Dukovany) a ETE (Jaderná elektrárna Temelín) nacházející se na území České republiky. [5]

Navzdory všem bezpečnostním opatřením, kterými jaderné elektrárny disponují, došlo v jejich historii k několika závažným nehodám spojeným s únikem radiace. První významnou nehodou bylo selhání hlavních cirkulačních čerpadel primárního okruhu 28. března 1979 na americké elektrárně Three Mile Island, která zamezila chlazení reaktoru a vyústila jeho roztavením. Tato nehoda byla na stupnici INES (Mezinárodní stupnice jaderných událostí) označena stupněm 6 (těžká havárie). Druhou je doposud nejzávažnější nehoda, k níž došlo 26. dubna 1986 v blízkosti ukrajinského města Pripjať na Černobylské jaderné elektrárně, kde po několika selháních vedoucího personálu došlo ke dvěma explozím, které postupně zničily tlakovou nádobu reaktoru a střechu elektrárny. Tím došlo k odkrytí aktivní zóny a úniku radiace do životního prostředí. Poslední jadernou havárií označenou na stupnici INES stupněm 7 (velmi těžká havárie) byla nehoda, k níž došlo Japonsku 11. března 2011. Jaderná elektrárna Fukušima byla zatopena vlnou Tsunami, která byla způsobena rozsáhlými zemětřeseními v oblasti elektrárny. Situaci bylo možné považovat za stabilní, než došlo k zaplavení záložních diesel-generátorů a tím i ke ztrátě elektrické energie. Obslužný personál ztratil nad reaktory kontrolu a docházelo k uvolňování vodíku z povrchu palivových proutků, což vedlo k explozi. [4] [6] [7] [8]

Rizika, která jaderná energetika přináší, jsou malá, neboť bezpečnostních opatření je při současném stavu elektráren mnoho. Z toho důvodu se jedná o velmi perspektivní a v současné době zároveň jediný obor, který má potenciál nahradit uhelné elektrárny. [4]

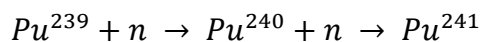
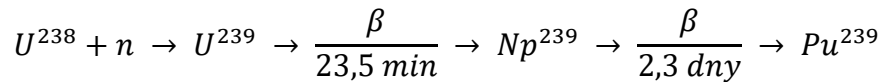
2.1. Princip štěpné reakce

Ke štěpné reakci dochází u těžkých atomových jader při jejich „ostřelování“ neutrony. Charakteristickým rysem tohoto procesu je rozštěpení jádra na dva přibližně stejně těžké fragmenty za současné emise více než jednoho neutronu. Neutron emitovaný z terčového (ostřelovaného) jádra je dále zpomalen a pokračuje řetězovou štěpnou reakcí. Obr. 2 znázorňuje zjednodušené schéma řízené štěpné jaderné reakce, která probíhá v palivových proutcích, situovaných v aktivní zóně (dále AZ) reaktoru. [9] [10]



Obr. 2 - Schéma řízené štěpné reakce [11]

V nádobě reaktoru probíhá velké množství druhů interakcí mezi zářením a hmotou, přičemž pozornost budeme ubírat pouze směrem interakce neutronů s těžkými atomovými jádry. Tyto nejdůležitější interakce je možné rozdělit na absorpci neutronů a štěpnou reakci. Absorpci neutronu izotopem uranu U^{238} dochází ke vzniku izotopu Pu^{239} , který je zároveň štěpitelný i schopný absorbovat další neutrony:

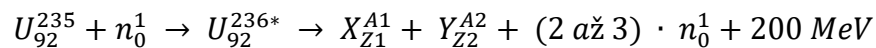


Podíl štěpení druhotně vzniklých izotopů tvoří téměř polovinu všech štěpení. [9]

Pro štěpení jader neutrony je potřeba splnit dvě podmínky:

- 1) Hmotnost štěpeného jádra musí být větší než hmotnost odštěpků
- 2) Excitační energie (součet kinetické a vazbové energie neutronů vyvolávajících štěpení) jádra po absorpci neutronu musí být větší než aktivační energie potřebná k jeho štěpení [10]

Níže uvedená rovnice popisuje štěpnou reakci, přičemž X a Y jsou produkty štěpení.



Po záchytu neutronu začíná jádro oscilovat a dochází k jeho deformaci. Je-li přesažena kritická energie pro štěpení, elektrostatické odpuzování kladně nabitých částic překoná vazbové síly v jádře, které se rozštěpí na dva nebo více štěpných produktů s hmotnostními i atomovými čísly výrazně nižšími v porovnání s prvotním jádrem. [9]

Pro štěpné produkty musí platit, že součet protonových čísel (v rovnici A1 a A2) musí být roven protonovému číslu uranu. Součet nukleonových čísel odštěpků a uvolněných neutronů také musí odpovídat výchozímu stavu. Převážná většina současných tlakovodních reaktorů používá uranové palivo. Obvyklá je kombinace izotopů uranu U^{238} (kolem 95 %) s obohacením o U^{235} (<5 %). Jak již bylo výše zmíněno, kromě uranu v AZ dochází i ke štěpení plutonia. Prvky se liší jak počtem uvolněných neutronů při štěpení (2,43 u U^{235} a 2,87 u Pu^{239}), tak i celkovou uvolněnou energií při jednom štěpení, která je u Pu^{239} o několik MeV vyšší. Největší podíl na štěpení uranu má izotop U^{235} (až 98 % všech štěpení na jádrech uranu). K zanedbatelnému množství štěpení dochází na jádrech U^{238} . U^{235} lze štěpit pouze neutrony s energií přibližně 0,025 eV. Ke zpomalení neutronu z jeho počáteční energie 2 MeV slouží látka přítomná v každém tlakovodním reaktoru, moderátor. Aby moderátor mohl zpomalovat neutrony pružnými srážkami se svými jádry, musí tato být velmi lehká. Bývá jím proto zpravidla chemicky upravená voda. Pro štěpení U^{238} naopak potřebujeme neutron s energií větší než 1,1 MeV. Nízký podíl takových srážek je snadno pochopitelný, neboť neutrony mají obrovskou kinetickou energii a pravděpodobnost, že ke štěpení dojde, je tím pádem malá.

Celková uvolněná energie štěpení jednoho jádra U^{235} je přibližně 201 MeV, přičemž pouze 167 MeV je kinetická energie štěpných produktů, která je zdrojem tepla v reaktoru. [9]

Pro zachování průběhu štěpné reakce musí být splněna podmínka její udržitelnosti, vyjádřená multiplikačním koeficientem. Ten definujeme jako poměr počtu neutronů jedné generace k počtu neutronů generace předcházející. [10]

k ... multiplikační koeficient

n_i ... počet neutronů i -té generace

$$k = \frac{n_i}{n_{i-1}}$$

n_{i-1} ... počet neutronů předchozí generace

Podle hodnoty multiplikačního koeficientu rozlišujeme následující případy:

- 1) $k < 1$ podkritický stav, kde počet neutronů v soustavě bude v čase klesat

Navzdory tomu, že po štěpení je k dispoziční v průměru 2,5 neutronu, může dojít k jejich ztrátě absorpcí, nebo únikem z AZ reaktoru. K záměrné redukci počtu neutronů se používají chemické látky, jakou je například H_3BO_3 dávkovaná do chladiva reaktoru, nebo Gd_2O_3 (oxid gadolinitý) obsažený přímo v palivových tabletách.

- 2) $k = 1$ kritický stav, kdy na jeden neutron minulé generace připadá jeden neutron nové generace. Jedná se o žádaný stav, neboť se reakce samovolně udržuje.
- 3) $k > 1$ nadkritický stav, kdy počet neutronů v soustavě bude růst. Multiplikační koeficient jaderné bomby se blíží ∞ .

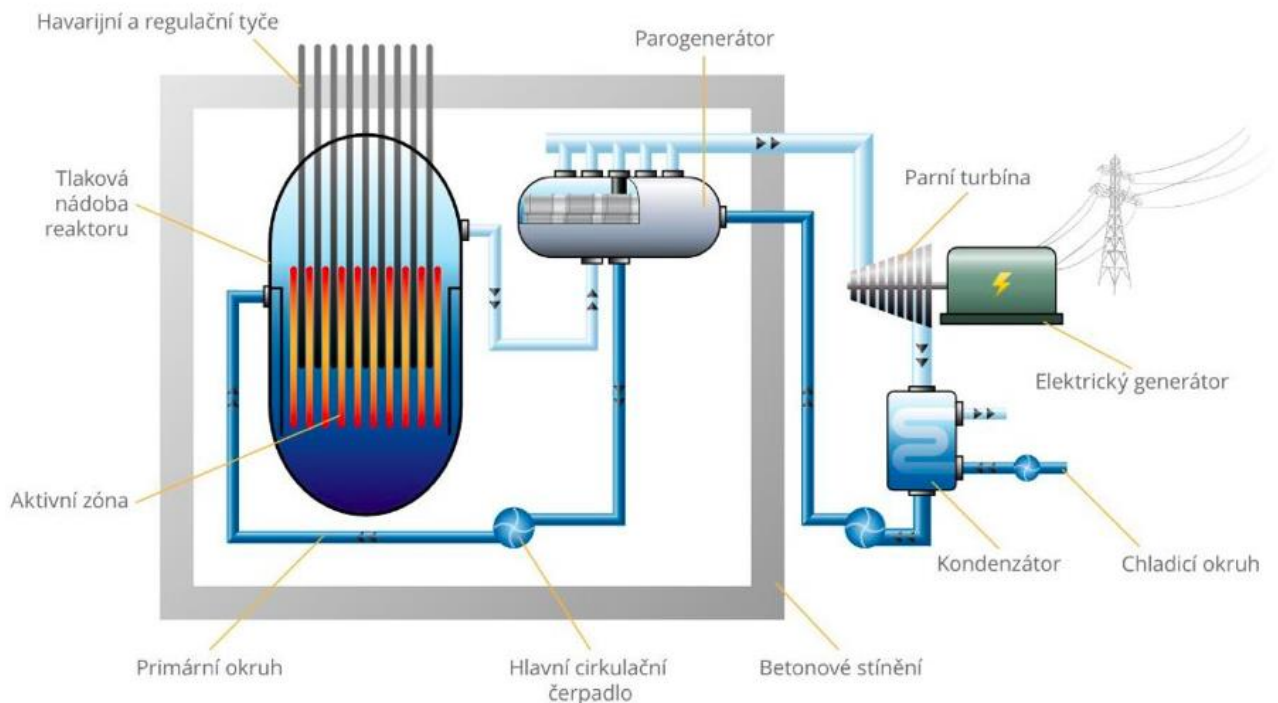
Kritický stav reaktoru je možné udržovat pouze díky existenci zpožděných neutronů, které se uvolňují v rozmezí několika sekund až minut po štěpení jádra. Takových neutronů je méně než 1 %. Bez jejich přítomnosti by však reakce nebyla bezpečně udržitelná. Zbýlých 99 % neutronů se uvolňuje bez prodlevy (do 10^{-4} s). Reaktor vždy musí být na okamžitých neutronech podkritický. [9]

3. Tlakovodní reaktory

Tlakovodní reaktory, známé pod zkratkami PWR (Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor) a VVER (Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor), se řadí do skupiny lehkovodních reaktorů, kde moderátorem i chladivem je demineralizovaná voda. Jedná se o první typ reaktoru vyvinutý ve Spojených státech amerických pro komerční účely, jehož koncept později převzalo i Rusko. Vysoká bezpečnost a ekonomičnost reaktorů PWR z nich udělaly nejpoužívanější typ reaktorů na světě, které své uplatnění kromě jaderné energetiky nachází i jako pohon jaderných ponorek a lodí. [3]

Již z názvu je možné odvodit, že v tomto typu reaktoru má voda nezastupitelnou roli. Největší výhody, které přináší, jsou postaveny na jejich základních fyzikálních vlastnostech.

Díky lehkým jádrům je dobrým moderátorem štěpné reakce, díky velké tepelné kapacitě je zároveň vhodným chladivem. Také vnáší do reaktoru zápornou reaktivitu a tím zvyšuje jeho pasivní bezpečnost. Z důvodu vysokých teplot v AZ (290 až 325 °C), které by způsobily zahřívání vody nad teplotu varu, bývá tlak v reaktoru přibližně 15 MPa. Jen tam může být spolehlivě zajištěn jednofázový odvod tepla, který zamezuje krizi přestupu tepla. Poslední významnou vlastností vody, ovlivňující charakteristiky reaktorů PWR, je její schopnost pohlcovat tepelné neutrony. Uran proto v reaktorech PWR musí být vždy, alespoň do nějaké míry, obohacený. V případě neobohacených uranových tablet by nebylo možné dosáhnout kritického stavu reaktoru. [12] [13]



Obr. 3 - Schéma tlakovodní jaderné elektrárny [13]

Na Obr. 3 je možné vidět zjednodušené schéma elektrárny typu PWR. V reaktoru dochází k ohřevu vody, která teplo z primárního do sekundárního okruhu odvádí v parogenerátoru. Z parogenerátoru dále pára pokračuje k turbíně napojené na elektrický generátor, kde vzniká střídavý proud. Mokrý pára po odevzdání práce dále pokračuje do kondenzátoru, ze kterého se voda vrací pomocí čerpadel zpět do nádoby reaktoru. V praxi bývá voda primárního okruhu oddělena od vody sekundárního okruhu, aby nedošlo ke kontaminaci celé elektrárny radioaktivními látkami. Praxe se také liší od schématu na Obr. 3 zavedením terciálního okruhu, jehož součástí jsou chladicí věže.

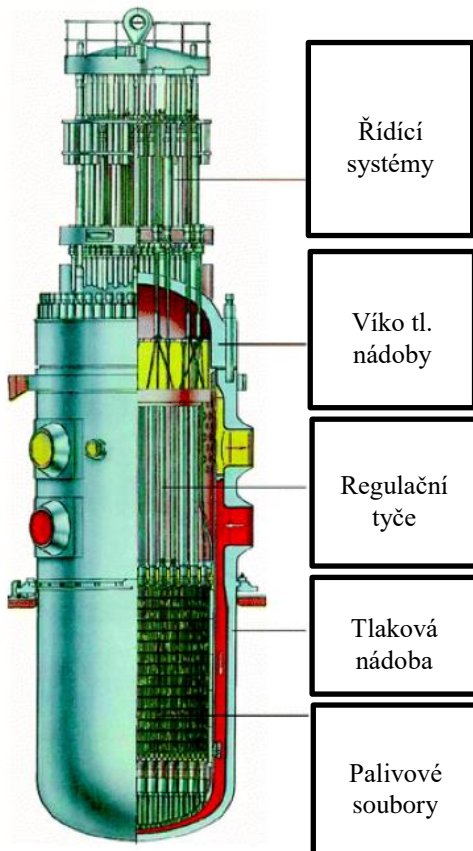
4. Základní části reaktoru

4.1. Tlaková nádoba

Tlaková nádoba reaktoru tvoří hranici mezi radioaktivní štěpnou reakcí a okolím. Jedná se o nejdůležitější část reaktoru, která brání úniku neutronů a odolává vysokým teplotám a tlakům. Bývá zpravidla nevyměnitelná a sestává ze dvou částí vyrobených z uhlíkaté nízkolegované oceli. Je tvořena silnostěnnou válcovou nádobou a víkem, ve kterém jsou otvory pro řídicí tyče a další kontrolní orgány. Mezi nádobou a víkem nemohou být žádné netěsnosti. Součástí ocelové nádoby jsou i otvory pro vstup a výstup chladicí kapaliny. Uvnitř tlakové nádoby je také šachta plnící funkci reflektoru neutronů stejně jako nádoba samotná. [3]

4.2. Jaderné palivo

Bez jaderného paliva by štěpná reakce nebyla uskutečnitelná. Uvnitř tlakové nádoby se nachází ve formě palivových souborů nebo kazet. Soubory se skládají z velkého množství palivových proutků, které jsou hermeticky uzavřené a velmi citlivé na netěsnosti. Palivové proutky jsou ve své podstatě duté dlouhé elementy, uvnitř kterých jsou naskládány uranové tablety, v nichž probíhá štěpná reakce. V pravidelném uspořádání drží palivové proutky distanční mřížky. Jaderné palivo je velice komplexní a každý palivový soubor má v reaktoru přesně definovanou pozici. Jednotlivé soubory se od sebe mohou lišit mírou uranového obohacení i přítomností přídavných prvků sloužících k absorpci přebytečných neutronů. [14]



4.3. Regulační tyče

Součástí reaktorů jsou také regulační tyče. Úkolem tohoto řídicího orgánu je kompenzace přebytku reaktivity s dostatečnou rezervou během celého provozu reaktoru. Jsou vyrobeny z materiálu schopného absorbovat velké množství neutronů (nejčastěji slitiny bóru) a v případě havárie jsou schopné štěpnou reakci během vteřin zcela zastavit. Umístěny bývají obvykle vertikálně a zasouvají se buď shora (u tlakovodních reaktorů), nebo zdola (u varných reaktorů). Desítky regulačních tyčí (ETE 61) umožňují uspokojivě kontrolovat a ovlivňovat hustotu neutronového toku uvnitř aktivní zóny tak, aby byla zajištěna jeho rovnoměrnost. [3]

4.4. Řídicí systémy

Pohony regulačních tyčí jsou výkonným prvkem kontrolního systému a slouží k řízení štěpné reakce uvnitř AZ. Slouží k řízení pohybu regulačního orgánu reaktoru a kontrolují jeho polohu. Dále zajišťují také včasný pád regulačního orgánu v případě havarijní situaci. [15]

Obr. 4 - Řez modelem reaktoru VVER 1000 [42]

5. Budoucnost jaderné energetiky

Jaderné elektrárny jsou spolehlivé zdroje energie, které v době globálního oteplování, kde se řeší u veškeré techniky její vliv na životní prostředí, jen stěží mohou hledat konkurenci. Patří totiž k nízkoemisním zdrojům s největším potenciálem jak v České republice, tak i ve většině částí světa. Zcela zásadní dopad na budoucnost jaderné energetiky bude mít úspěšnost implementace reaktorů III. generace.

Oproti nynějším reaktorům II. generace mají sice mnohem lepší bezpečnostní charakteristiky (například dvojitý kontejnment, nebo lapač aktivní zóny v případě roztavení), ale jejich výstavba se ukazuje jako vysoce problematická a finančně extrémně náročná. Konkrétně se jedná o výstavbu bloků francouzské elektrárny Flamenville a finské Olkiluoto, kde došlo k doposud desetiletému zpoždění uvedení do provozu a nárůst ceny z původních cca. 75 mld. Kč na částku kolem 250 mld. Kč. Oba tyto projekty má na starosti francouzská firma. [16] [17]

První blok III. generace byl postaven v Japonsku již v roce 1996 a jednalo se o pokročilý varný reaktor s výkonem 1300 MW_e. Po jedenácti letech provozu byl tento blok zasažen druhým největším zemětřesením, které kdy zasáhlo jaderné zařízení, a úspěšně ho přestál. Výstavba reaktorů tohoto typu by měla být započata i ve Velké Británii během roku 2019. Dalšími státy, které úspěšně dokončily výstavbu reaktorů III. generace, už jsou jen Jižní Korea a Rusko. [18]

Navzdory značnému množství modelů reaktorů III. generace jich do provozu bylo uvedeno doposud jen deset a další, jak z přiložené tabulky můžeme vyčíst, čekají na dokončení.

Typ reaktoru	V provozu	Před dokončením	Budované	V přípravě	Celkově
EPR	1	3	2	6	12
AP1000	1	3	2	0	6
VVER1200	2	4	8	11	25
APR-1400	1	7	2	0	10
ACPR-1000	1	3	2	0	6
HPR1000	0	6	0	9	15
ABWR	4	0	4	0	8

Tab. 2 - Reaktory III. generace uvedené do provozu [18]

Zatímco výstavby reaktorů III. generace poměrně stagnují, první reaktor IV. generace už byl úspěšně spuštěn v Rusku. Pozornost se v současné době ubírá zejména směrem malých modulárních reaktorů, neboť kombinují výhody jaderných reaktorů a řádově nižší počáteční investičními náklady. [19]

6. Malé modulární reaktory

Globální zájem o malé modulární reaktory (dále SMR – Small Modular Reactor) je způsoben poptávkou po flexibilní možnosti produkce elektrické energie. Jednotky SMR patří mezi technicky vyspělejší a bezpečnější druh reaktorů ve srovnání se stávajícími a řadí se mezi reaktory 4. generace. Cílem mezinárodních výzkumných týmů je sestavení zařízení, které bude schopné postupně nahradit všechny elektrárny poháněné fosilními palivy.

Mezi největší výhody vyplývající z využití malých modulárních reaktorů patří zejména možnost jejich instalace v méně vyspělých státech a na odlehlých územích bez propracované infrastruktury, neboť disponují lépe integrovanými pasivními bezpečnostními prvky. Zároveň jejich využití není omezené pouze na samostatnou výrobu elektrické energie, ale mohou být zapojeny i jako kogenerační nebo neelektrické jednotky (sloužící pouze pro výrobu tepla).

Malé modulární reaktory jsou definovány jako pokročilé reaktory produkující elektrickou energii až do 300 MW_e na jeden modul. Elektrárny SMR se proto obvykle skládají z více takových modulů a jsou navrhovány a stavěny v továrnách, z nichž se dodávají na konkrétní místa jako jeden celek. [20]

Na světě je kolem 50 SMR konceptů, z nichž je většina teprve v počátečních fázích vývoje. Průkopníky v této oblasti jaderné energetiky jsou zejména Argentina, Čína a Rusko. V současné době není možné nevyzdvihnout především Rusko, které během měsíce srpna roku 2019 vypustilo na moře plavidlo jménem Akademik Lomonosov. Tato loď je poháněna jaderným reaktorem typu SMR a jejím cílem je doplout z přístavu Murmansk do pět tisíc kilometrů vzdáleného města Pevek ležícího na Sibíři, kde má zásadně přispět k rozvoji Severní mořské cesty a pomoci realizaci infrastrukturních projektů. Akademik Lomonosov, přezdíváný jako „jaderný Titanic“, nebo „Černobyl na ledě“, je reálným příkladem možnosti využití SMR jako elektrárny a teplárny zároveň. Do odlehlé oblasti Ruska veze dva reaktory o výkonu 35 MW_e. [21]

Výzkum probíhá i v České republice. Centrum výzkumu Řež buduje malý modulární reaktor zvaný Energy Well o výkonu 8,5 MW_e, který by byl schopný zásobovat energií město s patnácti tisíci obyvateli. Energy Well jako chladicí médium používá roztavenou sůl a v případě havárie by nebyl závislý na externích chladících zdrojích. Spuštění pro běžný provoz bude možné až po úspěšném absolvování certifikačního procesu předběžně uskutečnitelného po roce 2025. [22]

Zcela zásadním aspektem při úvahách o budoucnosti malých modulárních reaktorů je míra podpory investorů. Výstavba velkých jaderných elektráren ve Francii a Finsku se při současné evropské legislativě ukazuje jako nerentabilní. Z tohoto důvodu jsou výrazně nižší pořizovací náklady malých modulárních reaktorů ve spojení s výhodami jaderné energetiky celosvětově atraktivní.

7. Procesy přestupu tepla v jaderném reaktoru

Provoz jaderného reaktoru musí probíhat při parametrech zajišťujících dlouhodobou bezpečnost a spolehlivost elektrárny. Teplota uvnitř aktivní zóny musí být menší než přípustné hraniční hodnoty pevnosti materiálů a znalost teplotního rozložení v AZ je tedy velmi důležitá pro bezproblémový chod. Tomu, aby reaktor byl bezpečný při všech provozních režimech, musí odpovídat i podmínky odvodu vzniklého tepla. Výkon reaktoru při jeho navrhování je omezen právě mírou této schopnosti. [9]

Největší zdroj tepla v reaktoru během jeho chodu představuje kinetická energie nově vzniklých jader štěpné reakce. Jeho množství můžeme vyjádřit následující rovnicí:

$$q_v = Q_f \cdot \varphi \cdot n_v \cdot \sigma_f$$

q_v [Wm ⁻³]	Objemový výkon zdrojů tepla
Q_f [J]	Množství uvolněného tepla jedním štěpením
φ [m ⁻² s ⁻²]	Hustota neutronového toku
n_v [m ⁻³]	Počet štěpitelných atomů v jednotce objemu
σ_f [m ²]	Účinný průřez pro štěpení

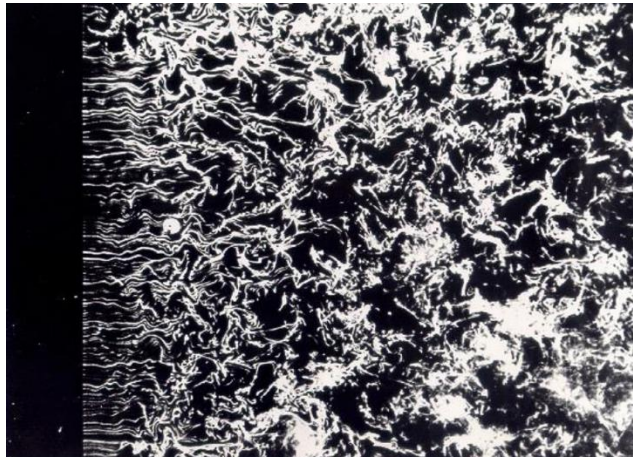
Energie se v palivu uvolňuje také zbytkovým rozpadem štěpných produktů. Kromě zajištění odvodu tepla po dobu provozu reaktoru je nutné teplo odvádět z konstrukčních částí i po jeho zastavení. Jak již bylo uvedeno výše, neschopnost dochladiť reaktor po jeho odstavení byla příčinou fukušimské nehody.

Teplo v reaktoru může být odváděno dvěma odlišnými způsoby. Jednofázovým, nebo dvoufázovým prouděním. Vzájemně se liší koeficientem přestupu tepla, který je u dvoufázového proudění vyšší až do vzniku krize přestupu tepla. Ke krizi přestupu tepla nikdy dojít nesmí, protože by došlo k narušení povrchové integrity palivových elementů. Jaderná energetika je specifická množstvím experimentálních měření, které zkoumaly tento fyzikální jev přímo související s bezpečností elektrárny. S jednofázovým prouděním se setkáváme u tlakovodních reaktorů, zatímco s dvoufázovým u reaktorů varných. [10] [3]

7.1. Sdílení tepla prouděním

Proudění je pohyb tekutiny, při němž se jednotlivé částice, z makroskopického hlediska, posouvají ve společném směru. V závislosti na trajektoriích pohybujičích se částic můžeme proudění dělit na laminární a turbulentní. Rovnoběžné proudnice jsou charakteristickým rysem laminárního proudění, při němž se jednotlivé tepelné roviny nemísí. Dochází k němu při malých rychlostech tekutiny a je charakterizované ustáleným stavem. Naopak tomu je u proudění turbulentního, kterému přísluší rychlosti vyšší, které v kombinaci s viskozitou kapaliny způsobují nestability, díky nimž se proudnice navzájem promíchávají. Kromě translačního pohybu proudících částic zde pak dochází i k vlastnímu složitému pohybu ve formě vírů. [23]

Obr. 5 znázorňuje vývoj proudění za mřížkou vyrobenou z prutů s čtvercovými oky. Bezprostředně za mřížkou je možné vidět rovnoběžné proudnice laminárního proudění. Postupně však dochází ke vzniku úplavů, kde už je jednotlivý pohyb částic tekutiny neuspořádaný a odpovídá proudění turbulentnímu.



Obr. 5 – Proudnice za mříží [23]

Pro pochopení této kapitoly a všech souvislostí v bakalářské práci je nutné definovat pojem součinitele přestupu tepla. Sdílení tepla z povrchu palivového proutku do chladiva označujeme jako proces přestupu tepla. Součinitel přestupu tepla pak udává tepelný tok mezi stěnou proutku a kapalinou obtékající tuto stěnu. Problematika jeho stanovení spočívá v kvantitě faktorů ovlivňujících jeho určení. Nejedná se o veličinu definovanou jednoduchým výpočtovým vztahem, neboť se určuje experimentálně. Také je možné hodnotu součinitele přestupu tepla získat vyjádřením z kritérií podobnosti, avšak jeho správností si můžeme být jisti jen ve chvíli, kdy se výsledky experimentu shodují s analyticky získanou hodnotou. [24]

Kritéria podobnosti jsou bezrozměrné veličiny dávající do souvislosti jednotlivé vlastnosti proudění, jakými jsou například jeho rychlost, hustota a viskozita tekutiny, tlak, nebo drsnost stěny. Největší vliv na jeho velikost má však způsob realizace proudění. Obecně platí, že turbulentní součinitel přestupu tepla je vyšší především díky chaotickému pohybu jednotlivých objemových seskupení částic tekutiny vzájemně se mísících s objemovými seskupeními téže kapaliny o odlišné teplotě. Při laminárním charakteru k takovému mísení nedochází a tepelné přestupy probíhají převážně konduktivním způsobem.

Veličiny, z nichž se kritéria podobnosti skládají, se nevolí nahodile. Některá můžeme získat z rovnice kontinuity, převážná většina pak plyne z Navierovy–Stokesovy rovnice. Zároveň mezi sebou můžeme podobnostní čísla vzájemně násobit a získáme podobnostní čísla nová.

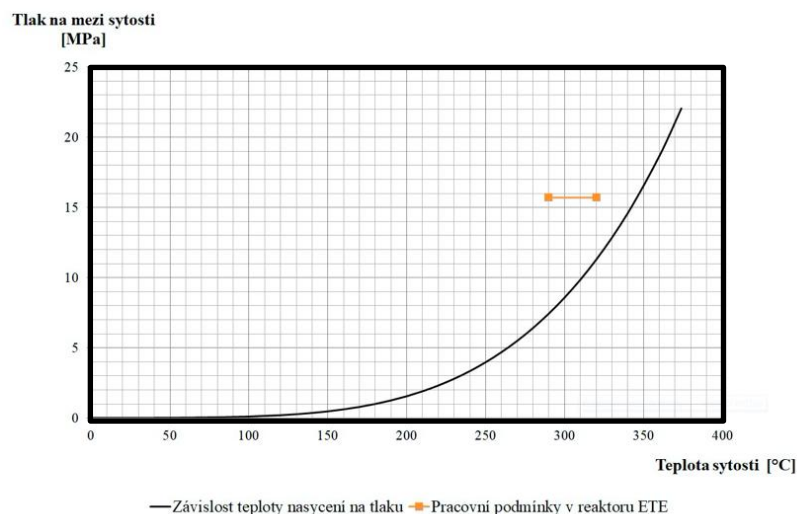
7.2. Odvod tepla z aktivní zóny reaktoru

V závislosti na intenzitě štěpení a tím i velikosti výkonu reaktoru může být teplo z reaktoru odváděno rozličnými způsoby. Je-li teplota vnější stěny palivových proutků nižší než teplota varu chladiva při daných okolních podmínkách, je teplo konvekcí odváděno do jednofázového proudu chladiva. Součinitel přestupu tepla je při jednofázovém proudění úměrný hmotnostnímu průtoku chladiva. Průtočné množství však nesmí způsobit vibrace palivových souborů. [25]

Pakliže dojde k růstu teploty vyhřívané plochy nad teplotu varu chladicí kapaliny, vzniká lokální povrchový var. Vznikají zárodky bublinek, které rostou a od povrchu se odtrhávají. V podchlazeném jádře proudu pak dochází k jejich kondenzaci, čímž způsobují silnou turbulenci. Míšení bublinek odtržených z povrchu palivového proutku s chladivem až za mezní vrstvou je v porovnání s jednofázovým prouděním, kde k jeho přestupu dochází převážně v mezní vrstvě, umožněn zvýšený odvod tepla. Při dalším zvětšení tepelného toku mezi chladivem a palivovým proutkem dojde k nárůstu počtu aktivovaných varných jader, čímž vzroste i počet odtržených bublinek od teplosměnné plochy a dojde ke zvětšení povrchu palivového proutku, který je ve styku s parní fází. Při dosažení teploty varu chladicím médiem přestávají odtržené bublinky v chladivu kondenzovat a povrchový var přechází v objemový. Při nedostatečném průtoku chladiva v kombinaci s vysokým tepelným tokem může bublinkový var přejít ve var blánový a vyústit krizí přestupu tepla. Celá teplosměnná plocha palivového proutku je při blánovém varu pokryta parní fází a izolační vlastnosti této plynné blány snižují intenzitu odvodu tepla. Na povrchu palivových proutků je zirkonium, jehož integrita by při tomto stavu byla vysokými teplotami narušena. Oxidace zirkoniového pokrytí by mohla vést až k natavení paliva, a proto nesmí krize varu v žádném provozním režimu a v žádném místě aktivní zóny, vzniknout. Aby bylo možné předejít problémům s tím spojeným, jsou kladeny vysoké nároky na chladicí systém reaktoru, jehož komponenty musí být schopné snést statická i dynamická namáhání během celého chodu reaktoru. Materiály těchto součástí i samotné chladivo musí být jakostní. Z hlediska bezpečnosti a kontroly štěpné reakce je také důležité, aby byl chladicí systém dostatečně vybaven systémy a zařízeními pro měření sledovaných stavových veličin a dokázal detekovat případný únik chladicího média ze systému. [10] [25] [3]

7.3. Jednofázové proudění

V proudícím chladivu se vyskytuje pouze jediná fáze, v níž se uskutečňují všechny procesy přenosu tepla, fáze kapalná. K přestupu tepla z palivových proutků do chladiva zde dochází při nuceném proudění bez fázové přeměny. Intenzita přestupu tepla se zvyšuje s hmotnostním průtokem chladiva a charakter proudění je zpravidla turbulentní. Jednofázový odvod tepla při teplotách přesahujících 300 °C je možný jen díky vysokému tlaku, který je v reaktoru trvale udržován. Na Obr. 6 níže můžeme z grafu vyčíst křivku představující body varu při různých pracovních tlacích a rozmezí pracovních teplot ETE, kde vstupní teplota chladiva je 290 °C, výstupní teplota 320 °C, při stálém tlaku 15,7 MPa. [26]

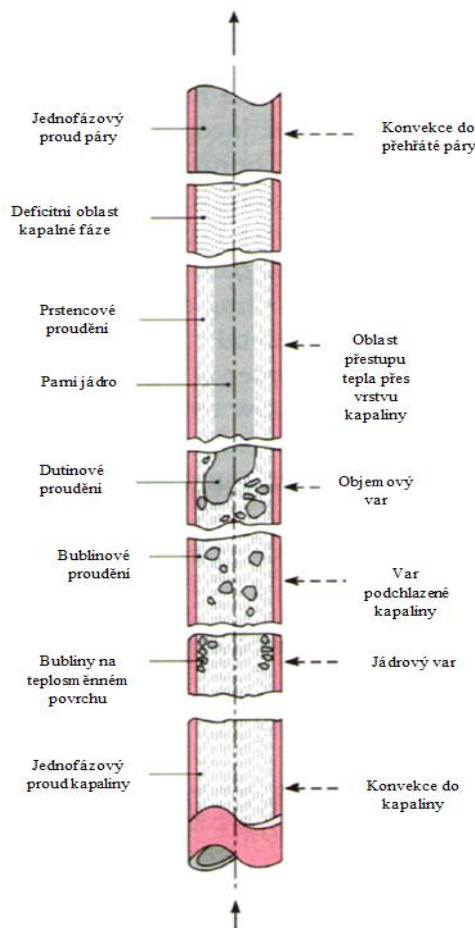


Obr. 6 - Graf závislosti teploty varu na tlaku a pracovních podmínkách ETE [26] [27]

7.4. Dvoufázové proudění

Simultánní konvekci plynné a kapalně fáze, dvou odlišných kapalin, kapalně a pevné i plynné a pevné fáze označujeme jako dvoufázové proudění. Každá z fází představuje objemovou část s vlastními fyzikálními vlastnostmi, rychlostí a teplotou. Nejběžněji využívanou kombinací v průmyslu, s níž se můžeme setkat například u parogenerátorů a kondenzátorů, je současné proudění páry a vody. Jaderné inženýrství v tomto směru věnuje velkou pozornost povaze dvoufázového proudění v případě úniku chladiva z primárního okruhu, protože by se z hlediska reaktorové bezpečnosti jednalo o velmi závažnou nehodu. Aby bylo možné analyzovat prostředí směsi kapalně a plynně fáze, musíme umět předpovídat hustotu obou složek, tlakový pokles podél kanálu, hmotností průtok a hodnoty přestupu tepla. [28]

Předikce proudění je komplikována nestacionárními fázovými rozhraními kapaliny. Vznikají zde povrchová napětí mající vliv na vlastnosti podél kanálu i v jeho průřezu. Jedná se o velmi komplexní problém, který dovedeme řešit pouze ve zjednodušené podobě.



Charakteristickým rysem vývoje dvoufázové konvekce jsou jednotlivé režimy proudění. Schematicky znázorněný průtok vody vertikálním kanálem s kruhovým průřezem je zobrazen na Obr. 7 a zachycuje vývoj režimů proudění.

V oblasti teploty varu dochází k tvorbě bublinek, které postupně rostou a odtrhávají se od teplosměnné plochy. Prvním z celkem tří hlavních režimů je proudění bublinkové.

Je-li průtočné množství dostatečně malé a kanál dostatečně dlouhý, odtržené bublinky začnou tvořit shluky a konvekce přejde to režimu dutinového.

Posledním stádiem před dosažením fázové přeměny je proudění prstencové, u něhož uprostřed kanálu převládá plynná fáze, zatímco u teplosměnných ploch zůstává kapalina. [3] [29]

Obr. 7 – Schématické znázornění jednotlivých režimů proudění ve vertikální trubce [43]

7.5. Var kapaliny

Var kapaliny definujeme jako proces odpařování na povrchu, jehož teplota lokálně převyšuje mez sytosti kapalného média při pracovním tlaku. V závislosti na teplotním rozložení uvnitř ohřívané látky je možné mechanismus rozdělit na povrchový a objemový var.

Pro var povrchový platí vztah:

$$T_c < T_s < T_w$$

T_c [°C]..... Teplota chladiva po ose kanálu

T_s [°C]..... Teplota nasycení při pracovním tlaku

T_w [°C]..... Teplota teplosměnné plochy

Při splnění nerovnostních podmínek rovnice začne docházet ke vzniku aktivovaných varných jader bublinek, které dále porostou. Výsledkem akumulace tepla v bublinkách bude var v bezprostřední blízkosti teplosměnné plochy. Kvantita odtržených bublinek bude nadále stoupat. Při jejich odtržení dojde k rozvíření blízkého okolí a zvýšení místní cirkulace chladiva. Tímto způsobem horké bublinky proniknou dál od vyhřívaného povrchu a vlastní kondenzací předají teplo chladnější, doposud podchlazené části kapaliny. Proces kontinuálního ohřevu vyústí v globální objemový var, při němž teplota kapaliny ve všech jejích místech dosáhne teploty nasycení.

Var objemový lze popsat vztahem:

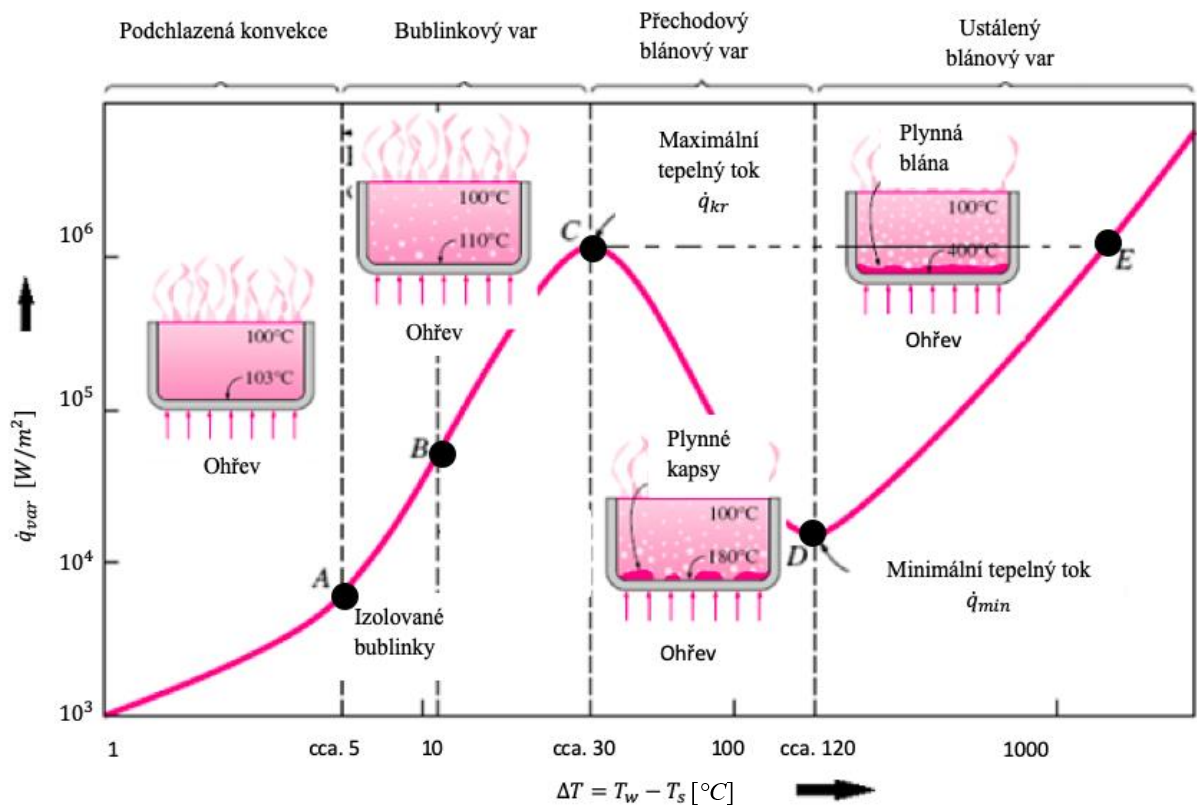
$$T_{cv} \geq T_s$$

T_{cv} [°C]..... Teplota chladiva v celém objemu

T_s [°C]..... Teplota nasycení při pracovním tlaku

Relevantním údajem pro jadernou energetiku je velikost tepelného toku v jednotlivých fázích varu. První křivku popisující závislost přestupu tepla na teplotním rozdílu mezi stěnou a mezi sytosti kapaliny sestrojil japonský profesor Nukiyama v roce 1934. Do zahřívané nádoby s vodou byl vsunut chromniklový vodič, na němž byl měřen protékající proud. Na základě změny velikosti proudu pak bylo možné určit tepelný tok a sestrojil první křivku varu podobnou té, kterou můžeme vidět na Obr. 8. [30] [31]

Nukiyamův pokus probíhal v nádobě s vodou, kde proudění probíhalo pouze přirozeně a podobný diagram nucené konvekce by vypadal odlišně. Poskytuje nám však důležité poznatky o tendenci vývoje hustoty tepelného toku při rostoucím teplotním rozdílu mezi vyhřívanou stěnou a kapalinou. [31]



Obr. 8 - Závislost přestupu tepla na hustotě tepelného toku

Horizontální osa grafu symbolizuje teplotní rozdíl ΔT mezi vyhřívanou stěnou T_w a lokální teplotou sytosti T_s . Na vertikální ose jsou vyneseny hodnoty hustoty tepelného toku \dot{q}_{var} v průběhu varu. Za povšimnutí stojí oblast mezi body A a B, kde se začíná projevovat vliv prvních bublinek jako turbulizačních činitelů a tepelný tok strmě povyroste i při malém zvýšení ΔT .

Mezi body B a C je tento trend ještě zřetelnější a opět dojde k růstu tepelného toku zhruba o jeden řád. Výhody spojené s přeměnou fáze využívá varný jaderný reaktor především ze dvou důvodů. Prvním je právě velikost tepelného toku, druhým důvodem je latentní teplo, které kapalina umí přeměnou fáze vstřebat a udržet.

Jev mezi body C a D je důležité zohlednit při návrhu jiného druhu reaktoru, reaktoru tlakovodního. V další kapitole budou vysvětleny mechanismy, jakými var může nepříznivě ovlivnit jeho bezpečnost. V bodě C bublincový var ve velkém objemu začne přecházet ve var blánový. Přechodová blána je plynnou vrstvou nehomogenně obklopující vyhřívanou plochu, což má za následek zabraňování konvektivním přestupům tepla. Přestupy jsou postupně omezovány a blána se stabilizuje.

7.6. Krize přestupu tepla

Nebezpečný stav krize přestupu tepla nastává v situaci, kdy dojde k úplnému odpaření kapalně fáze na povrchu teplosměnného povrchu. To má za následek náhlý, a především nežádoucí růst teploty v těsném okolí stěny. V závislosti na principu vzniku rozdělujeme krizi varu prvního a druhého druhu.

7.6.1. Krize varu I. druhu

Ke krizi varu prvního druhu dochází při malém obsahu páry, vysokých hustotách tepelných toků a velkých hmotnostních průtocích. Vzrůstající množství vzniklých bublinek v průběhu ohřevu brání na povrchu teplosměnné plochy řádnému ochlazování. Nejvíce samotný vznik, při tomto vyvinutém turbulentním režimu proudění, ovlivňují vlastnosti kapaliny v blízkosti stěny, zatímco jádro proudu bývá zpravidla podchlazené. V bezpečnostních rozborech systémů, kde se pohybuje voda o vysokých parametrech, se s tímto jevem musí počítat.

Provozní podmínky jaderné elektrárny sice vznik krize přestupu tepla neumožňují, ale stejně musí být elektrárna opatřena prvky schopnými takovému stavu zamezit v případě havarijní situace. Jak již bylo popsáno u Obr. 9, plynná blána kolem palivového proutku by snížila odvod tepla do takové míry, že by se během vteřin porušila integrita jeho povrchu a tím by došlo k poškození palivového souboru. [3] [32]

7.6.2. Krize varu II. druhu

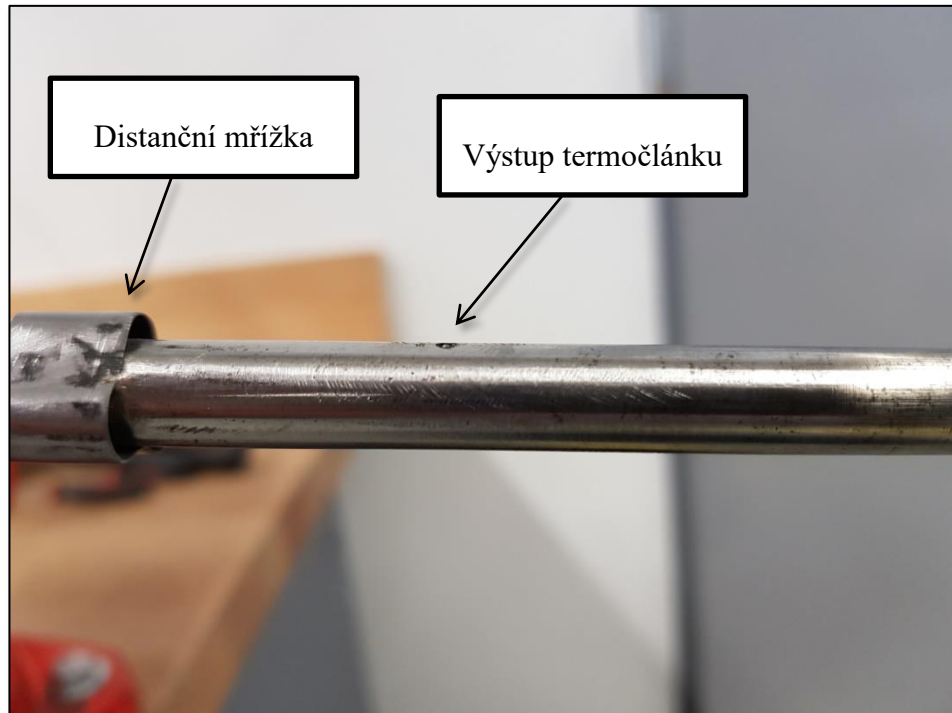
Tento typ krize přestupu tepla se může vyskytnout při velkém obsahu páry, menších hustotách tepelného toku a menších hmotnostních průtocích kapalně fáze. Při prstencovém proudění dojde k místnímu odpaření kapaliny v blízkosti stěny, které vede k narušení tepelných přestupů. Krize varu druhého druhu je při porovnání s prvním druhem ve všech ohledech pomalejší.

Oba typy krize přestupu tepla představují vysoce komplikované procesy, které jsou pro nás analyticky těžko popsatelné. Kritické hustoty tepelných toků stanovujeme nejčastěji pomocí Osmačkinova vztahu, který dává do souvislosti tepelné přestupy, režim proudění a vlastnosti kapaliny. Nejspolehlivějším způsobem, který slouží i k ověření vypočtených hodnot a jaký provádějí výrobci reaktorů, je experimentální výzkum. [3] [32]

8. Imitátory palivových proutků

Palivové proutky jsou v jaderném reaktoru zdrojem tepelné energie. Uvnitř každého proutku jsou naskládány tabletky oxidu uraničitého UO_2 a samotný proutek je tedy tvořen kombinací zirkoniové trubky a palivových tabletek. Aktivní zóna reaktoru je tvořena stovkami palivových proutků, které se skládají do palivových souborů. Jaderná elektrárna Temelín má celkem 163 palivových souborů, kde každý sestává z 312 palivových proutků. Každý palivový soubor má v reaktoru své přesně dané místo v závislosti na jeho obohacení. Jednotlivé palivové proutky jsou drženy v přesných pozicích pomocí distančních mřížek. Při průtoku chladiva jsou všechny tyto součásti obtékány a teplo je odváděno pryč z AZ. [9] [33]

IPP jsou velmi zjednodušenou verzí palivových proutků, které namísto štěpné reakce budou vyhřívány odporově pomocí elektrického proudu. Jedná se o nerezové trubky vnitřně osazené termočlánky, na jejichž vnějším průměru jsou nalisované distanční mřížky. Tyto imitátory slouží zejména k vyhřevu vody protékající experimentální smyčkou a zároveň byly využity pro uložení výše zmíněných měřicích zařízení.



Obr. 9 - IPP používaný na experimentálním zařízení Západočeské univerzity v Plzni

8.1. Palivové proutky

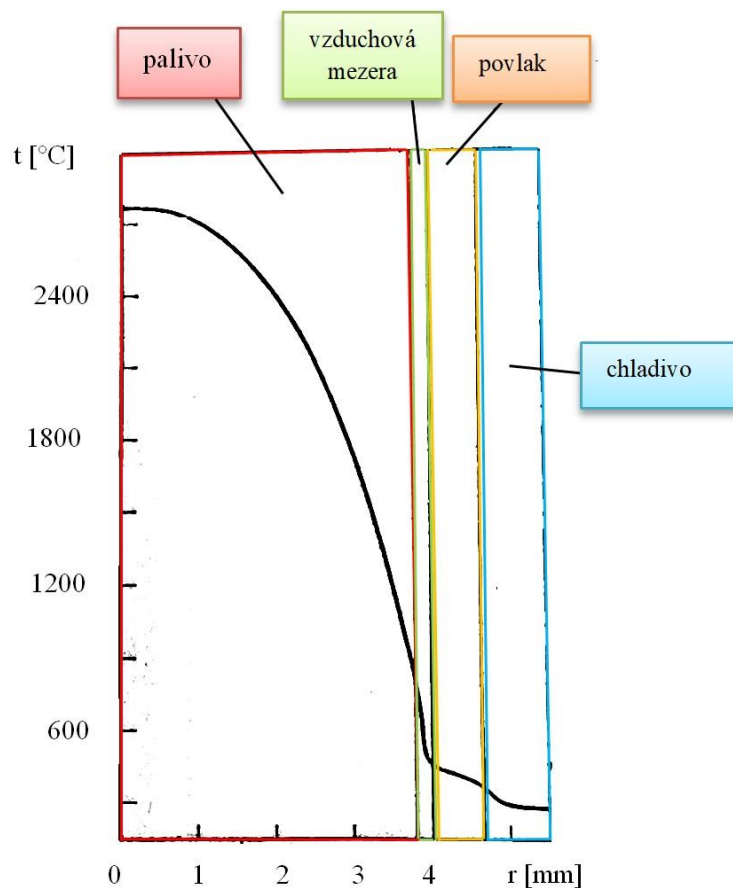
Konstrukční zdokonalování jednotlivých součástí reaktoru umožňuje zvýšení jednotkových výkonů. Platí to zejména pro palivové články, v nichž dochází k nejintenzivnějšímu štěpení. Díky unifikacím na této komponentě bylo možné zvýšit měrný výkon paliva a vyhoření. Palivové svazky jednotlivých světových výrobců se liší geometrií i koncepcí. Charakteristickým tvarem ruských souborů je šestihranná geometrie a obálka vymezující prostor pro průchod paliva. Americké svazky jsou čtvercové a bez obálky. Jednotlivé palivové proutky jsou si však velmi podobné. Vše se optimalizuje pro konkrétní elektrárnu, do níž proutky poputují. Cílem je zajištění stabilních a bezpečných podmínek na teplosměnné ploše proutku. [3] [25]

Palivový článek musí odolávat reaktorovému záření, vysokým tepelným tokům, teplotním napětím, chemickému působení okolí a dynamickému namáhání. K fyzikálně chemickým procesům dochází nejen ve struktuře paliva, ale i v konstrukčním materiálu. Palivové proutky musí pracovat bezpečně a spolehlivě během všech provozních stavů a z toho důvodu se k nim vztahuje největší počet požadavků a omezení. [25]

Nejdůležitějším limitujícím parametrem je přípustná teplota povlaku palivových proutků, která je závislá zejména na pevnostních vlastnostech materiálu, korozivzdornosti vůči účinkům chladiva a chemickému působení jaderného paliva na materiál povlaku. Při použití chemicky nečištěné vody jako chladicího média se pro povlak ze zirkoniové slitiny udává přípustná teplota 350 °C. V podmínkách jaderné elektrárny, kde se voda chemicky upravuje, by teplota povlaku, aby hrozilo natavení, musela stoupnout nad hranici 700 °C. [1] [25]

Na Obr. 10 je vidět teplotní průběh ze středu proutku s palivem z UO₂ až do chladiva.

Palivové články musí splňovat mnohé požadavky za podmínek běžného provozu celého palivového cyklu i v případě, kdy dojde ke zhoršení jejich vlastností vlivem opotřebení. Zároveň nesmí dojít k úniku štěpných produktů z paliva v množství vyšším, než jaké stanovují příslušné limity a palivové články musí být zabezpečeny proti deformacím, které by zamezily řádnému chlazení i v případě havárie. [25]



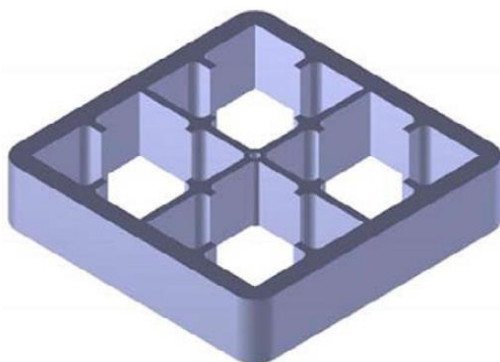
Obr. 10 - Průběh teplot v řezu palivovým proutkem [10]

9. Aktuální výzkum ve světě

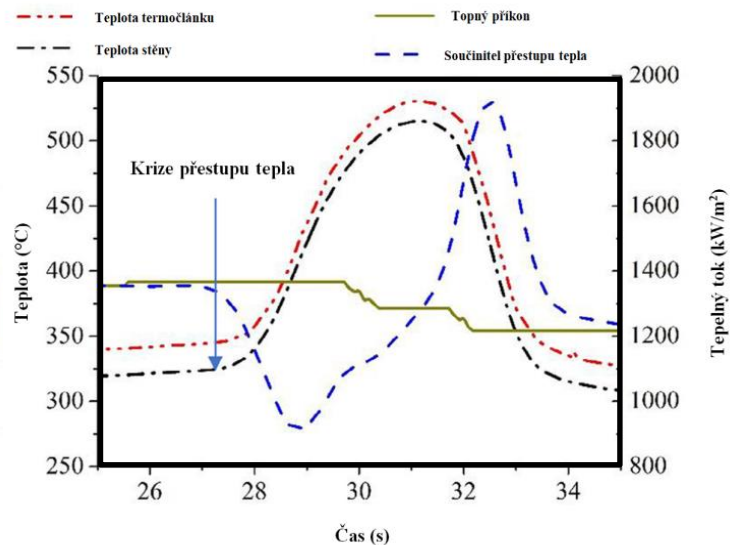
Krise varu je hlavním limitujícím parametrem přenosu tepla při velkých tepelných tocích. Snaha o porozumění tomuto jevu souvisí s kontinuálním vývojem nových principů jaderných reaktorů a jejich bezpečností. Ve světě jsou tak navrhována mnohá experimentální zařízení (dále EZ) k detailnějšímu prozkoumání této oblasti. Vzájemně se liší zejména podmínkami, při nichž je samotná krize měřena. Cílem je z naměřených hodnot sestavit co nejpřesnější korelace, které umožní predikci tohoto jevu. Na základě podobnosti s EZ na Západočeské univerzitě v Plzni byly vybrány tři světové univerzity zabývající se stejnou problematikou.

9.1. University of Wisconsin, Spojené státy americké

Experimentální zařízení americké univerzity ve Wisconsinu bylo navrženo ke studiu tepelných přestupů za různých pracovních tlaků při jednofázovém a dvofázovém proudění se zvláštním zaměřením na krizi varu za podmínek v SMR. Testovací sekce sestává ze čtyř IPP uspořádaných do čtverce o vyhřívané délce 2 m, vysokotlakém čerpadle a průtokoměru na jejím počátku. Vnější průměr použitých IPP, které jsou všechny osazeny deseti termočlánky, odpovídá skutečným rozměrům palivových proučků SMR. Distanční mřížky byly navrženy přímo na míru zdejšímu EZ a slouží především k vymezení vzájemné polohy IPP. Geometrii použitých mřížek můžeme vidět na Obr. 11. Svým tvarem neodpovídají reálným DM. [33]



Obr. 11 - Geometrie použitých DM na experimentálním zařízení University of Wisconsin [33]



Obr. 12 - Krize přestupu tepla naměřená při podmínkách 1521 kg/m².s, 9,1 MPa a 65 °C [33]

Na počátku měření se výzkumný tým soustředil na ustálené stavy, snadno ověřitelné pomocí numerických simulací a optimalizoval zařízení samotné. Kalibrace termočlánků byla prověřena souběžně vypnutým příkonem a velkým hmotnostním průtokem, přičemž za těchto podmínek se očekává, že všechny termočlánky budou indikovat stejnou teplotu. Celkem ke stanovení ztrát v testovací sekci proběhlo 45 experimentů jednofázového proudění. Samotné měření krize přestupu tepla bylo posléze prováděno za dvou hmotnostních průtoků (770 a 1500 kg/m².s), pěti tlaků (8, 9, 12, 14 a 16 MPa) a tří vstupních teplot. Horní limit příkonu byl 100 kW na každý prouček. Při hledání krize varu bylo na začátku experimentu nejdříve dosaženo ustáleného stavu za zadaných podmínek a postupně byl zvyšován příkon na každém proučku o 1 kW/min. Naměřený průběh krize varu při hmotnostním průtoku 1521 kg/m².s tlaku 9,1 MPa a vstupní teplotě 65 °C můžeme vidět na Obr. 12. [33]

9.2. CCNC Key Laboratory on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics Technology in Chengdu, China

Studie čínské jaderné laboratoře v Chengdu navazuje na výzkum univerzity ve Wisconsinu. Zabývá se podmínkami přechodu mezi krizí varu I. a II. druhu a zkoumá přesnost pěti výpočetních modelů předpovídajících krizi varu II. druhu (v anglické literatuře Liquid Sublayer Dryout). Již existující modely porovnává s experimentálně získanými hodnotami zveřejněnými v „The 2006 CHF look-up table“ (pozn. Jedná se o jeden z nejrozsáhlejších a nejkompaktnějších zveřejněných dokumentů popisujících podmínky vzniku krize varu a s tím spojenou databází o 30.000 datových bodech. Uceleně poskytuje informace o vzniku krize varu pro 24 různých tlaků, 20 hmotnostních průtoků a 23 různých objemových množství páry. Malý výřez tabulky je zobrazen v Tab. 3.) a hodnotami naměřenými na americkém experimentálním zařízení ve Wisconsinu. Výstupem této publikace bylo zjištění, že do 70 % objemového množství páry v průtočném kanále zvolené modely dovedou krizi varu II. druhu predikovat s deviací ± 20 %. [34] [35]

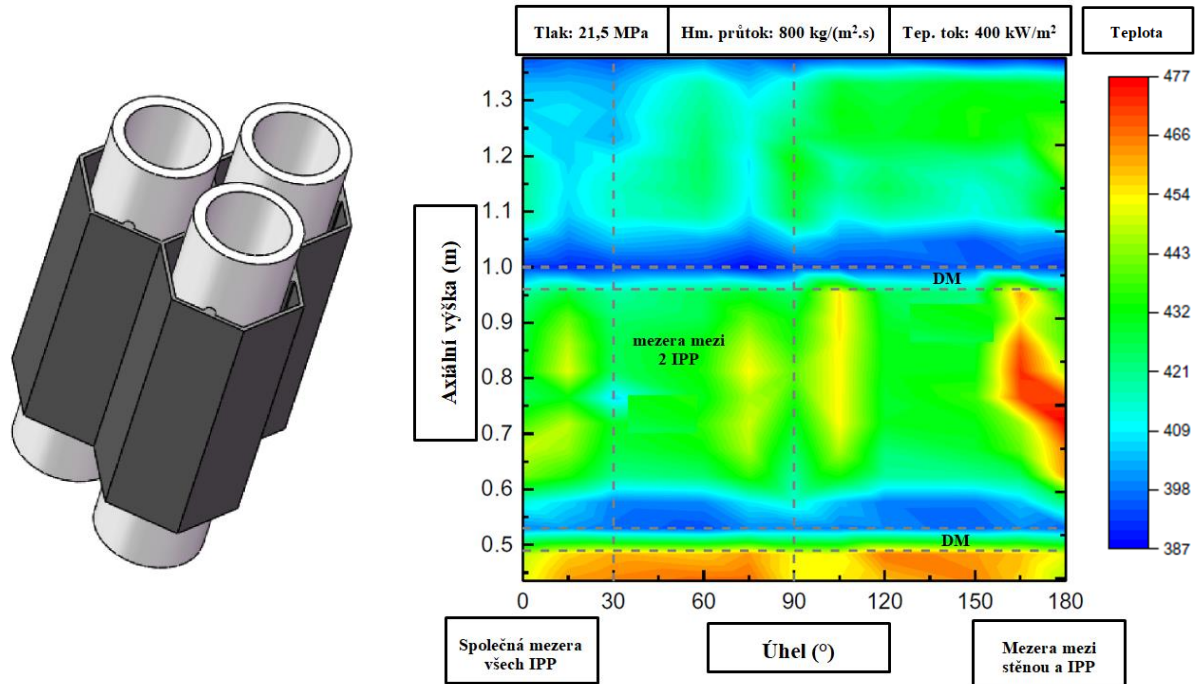
Pressure [kPa]	Mass Flux [kg m ⁻² s ⁻¹]	CHF [kW m ⁻²]																						
		X→	-0.50	-0.40	-0.30	-0.20	-0.15	-0.10	-0.05	0.00	0.05	0.10	0.15	0.20	0.25	0.30	0.35	0.40	0.45	0.50	0.60	0.70	0.80	0.90
100	0	8111	7252	6302	4802	4086	3057	1990	1142	637	415	284	223	188	165	152	142	133	123	114	110	96	55	0
100	50	8317	7271	6326	5035	4236	3453	2420	1570	1011	784	641	587	553	531	475	443	419	387	347	277	239	204	0
100	100	8390	7295	6371	5322	4586	3640	2942	2103	1558	1275	1013	885	847	811	789	758	745	715	700	600	459	359	0
100	300	10698	9288	7795	6020	5009	3865	3196	2479	1961	1707	1317	1177	1172	1159	1150	1100	1085	1041	1031	675	517	366	0
100	500	12982	10946	9224	6791	5348	3938	3369	2685	2087	1808	1412	1347	1311	1303	1282	1260	1212	1193	1071	605	450	295	0
100	750	16982	14405	11641	7496	5662	4234	3471	2780	2229	1970	1649	1606	1591	1563	1510	1495	1400	1280	595	415	243	206	0
100	1000	19441	16278	13255	8232	5971	4495	3533	3012	2653	2349	2070	2000	1980	1930	1715	1550	1359	1165	503	322	172	105	0
100	1500	22781	19225	15465	9100	6603	5358	3741	3524	3166	2917	2635	2572	2467	2378	1908	1350	1005	815	302	210	126	51	0
100	2000	25268	21321	17143	9141	7059	6036	4074	3855	3556	3402	3167	2986	2720	2549	1696	1105	805	595	247	105	87	39	0
100	2500	28026	23599	18346	9503	7506	6516	4502	4047	3852	3599	3228	3019	2876	2458	1148	956	708	485	290	120	46	22	0
100	3000	30294	25465	19383	9779	8063	7088	4826	4182	3976	3389	2968	2706	2369	1829	940	846	665	532	302	159	55	20	0
100	3500	32227	27043	21068	10156	8518	7302	5113	4384	4106	3196	2769	2557	2311	1729	1158	891	817	670	402	210	75	28	0
100	4000	33928	28471	22722	10512	8728	7528	5582	4709	4228	3119	2736	2504	2282	1850	1470	1160	1030	823	475	248	96	38	0
100	4500	35406	29774	23890	10945	9088	8067	6267	5013	4272	3287	2769	2541	2304	1972	1718	1405	1185	969	585	289	129	61	0
100	5000	36808	30988	24979	11185	9592	8576	6748	5113	4342	3410	2890	2629	2355	2066	1779	1498	1247	1030	647	347	167	81	0
100	5500	38232	32141	25791	11929	10084	8940	6867	5175	4389	3465	2954	2680	2406	2128	1848	1595	1334	1118	729	409	206	101	0
100	6000	39525	33222	26637	13026	10396	9347	6919	5241	4423	3580	2921	2681	2447	2170	1908	1651	1418	1204	807	468	244	121	0
100	6500	40727	34244	27480	14371	10748	9701	6995	5295	4491	3620	2918	2694	2477	2209	1965	1719	1493	1281	878	523	282	142	0
100	7000	41950	35224	28165	15045	11091	10522	7062	5370	4513	3668	2958	2724	2501	2247	2013	1780	1559	1349	943	576	319	162	0
100	7500	43448	36075	28604	15822	11538	10726	7087	5381	4585	3699	2996	2751	2526	2285	2060	1838	1622	1414	1000	615	347	180	0
100	8000	44338	36803	29089	16599	12085	10900	7313	5392	4689	3780	3031	2778	2553	2320	2103	1890	1679	1473	1054	651	371	196	0

Tab. 3 - Výřez z "The 2006 CHF look-up table" (CHF – Critical Heat Flux = kritický tepelný tok) [34]

9.3. Shanghai Jiao Tong University, China

Výzkumný tým šanghajské univerzity se zabýval experimentální studií součinitele přestupu tepla během varu u tříproutkového uspořádání. Testovací sekce sestávala ze tří vyhřívaných IPP o vnějším průměru 15 mm, které byly drženy pohromadě celkem třemi distančními mřížkami, jaké můžeme vidět na Obr. 13. Vytápěná délka byla 1960 mm. Experimenty byly prováděny za tlaků od 20 do 21,5 MPa, hmotnostních průtoků od 800 do 1600 kg/m².s a tepelných toků v rozmezí 400 až 700 kW/m². U imitátorů palivových proutků bylo zjištěno neuniformní rozložení teploty na jejich stěně při povrchovém i objemovém režimu varu viz Obr. 14. [36]

Předmětem zkoumání byl také vliv hmotnostního průtoku a tlaku na tepelné přestupy. Experimenty bylo zjištěno a ve studii je publikováno, že s nárůstem hmotnostního průtoku a pracovního tlaku má součinitel přestupu tepla tendenci stoupat. Dojde-li však k přiblížení se kritické oblasti krize varu, začne součinitel přestupu tepla při zvýšení tepelného toku klesat. Jedná se tím o jev opačný v porovnání s jeho nárůstem při nízkých pracovních tlacích. Ze studie vyplývá, že vysokotlaké podmínky přinášejí větší riziko a snazší přechod do krize varu. Součástí validace této publikace je porovnání s existujícími korelacemi pro blánový var, které vykazují dobrou shodu s experimentálně získanými daty. [36]



Obr. 13 - DM použita na EZ v Shanghai [36]

Obr. 14 - Neuniformní rozložení teplot po obvodu IPP [36]

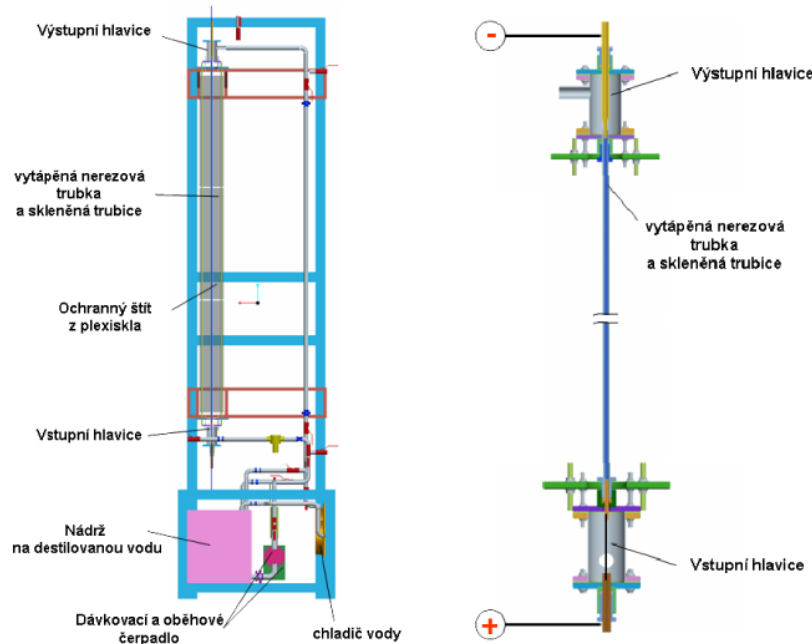
10. Experimentální zařízení Západočeské univerzity

Největším rozdílem mezi experimentálním zařízením sloužícím pro výzkum zaměřený na krizi přestupu tepla Západočeské univerzity a EZ ve světě je jeho omezení na měření za atmosférického tlaku. Druhým důležitým rozdílem, který je zároveň z hlediska regulace proudění velkou předností českého EZ, je skleněná trubka, uvnitř níž dochází k výhřevu protékajícího média. Díky zvolenému materiálu je možné proudění v reálném čase pozorovat.

Původním účelem EZ bylo měření rychlostního profilu pomocí metody PIV pro různé geometrie DM a tvořil jej vodní okruh a vyhřívaný imitátor palivového proutku. Hmotnostní průtok je korigován kombinací dávkovacího čerpadla s nastavitelným průtočným množstvím v rozmezí 0-150 l/hod a regulovatelného čerpadla o maximálním průtočném množství 160 l/min. Chladicím médiem je destilovaná voda čerpaná z nádrže o objemu přibližně 200 l. Vstupu do vyhřívané části EZ předchází zařízení k tlumení pulsací. V nejdůležitější části, kde

dochází k samotnému měření, můžeme najít vstupní a výstupní hlavici propojenou skleněnou trubicí, uvnitř níž je bez vůle uložený IPP s nalisovanými DM. Imitátor palivového proutku je pomocí elektrod připojen ke svařovacímu agregátu o maximálním výkonu 7500 W. [37]

Aby byly vytvořeny vhodné podmínky pro výzkum krize přestupu tepla, muselo EZ projít několika úpravami. Jedná se zejména o vestavbu termočlánků do IPP, konstrukční změny na vstupní a výstupní hlavici a zabudování průtokoměru.



Obr. 15 - Schéma EZ Západočeské univerzity [37]

11. Numerické simulace

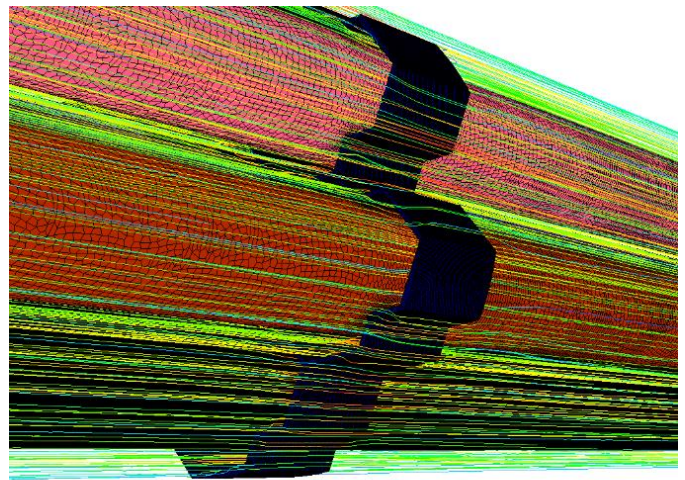
V cizojazyčné literatuře jsou numerické simulace známé pod zkratkou CFD (Computational Fluid Dynamics). Jedná se o softwarovou výpočetní metodu sloužící k modelování proudění kapalin a plynů za účelem výpočtu vnitřních tepelných přestupů, fázových přeměn a chemických reakcí proudících médií. Vypočtená data lze následně využít pro lepší analýzu zadané problematiky. Tímto způsobem je umožněno při vývoji nových výrobků odstranit, případně znatelně zredukovat množství prototypů. Zároveň CFD simulace poskytuje i data experimentálně velmi obtížně zjistitelná.

Prvním krokem před použitím výpočetního softwaru je vytvoření virtuálního modelu zkoumaného objektu nebo systému, na němž na základě znalostí nebo požadovaných vstupních hodnot nastavíme počáteční a okrajové podmínky. Jednotlivé materiálové vlastnosti v daném systému jsou zcela konfigurovatelné. Dále, pomocí aplikace matematických postupů za současného respektování fyzikálních zákonů, získáme informace o dějích probíhajících v námi zkoumané oblasti.

Mezi největší výhody, které numerická simulace přináší, patří nízké náklady v porovnání s budováním experimentálních zařízení. Na rozdíl od měření se také jedná o velmi rychlou variantu. Modelování termodynamických systémů má širokou škálu uplatnění. Numerické simulace mohou sloužit jak k optimalizaci spalovacích procesů, chlazení elektronických obvodů, proudění potrubím, tak i ke zjištění teplotních polí v systémech od tepelných výměníků až k jadernému průmyslu. Zároveň CFD umožňuje simulovat prakticky jakékoliv fyzikální podmínky. Pokud je to možné, musíme získaná data validovat a verifikovat. [38] [39]

11.1. Ansys Fluent

Firma Ansys je americkou společností zabývající se vývojem softwarů sloužícím k numerickým simulacím v oblastech mechaniky tekutin, akustiky, optiky a elektrotechniky. Program Fluent, patřící této firmě, je nástrojem pro metody CFD využívaným zejména pro návrhy systému, kde dochází k interakci pevné hmoty a kapaliny, případně kapalin, prostřednictvím 2D a 3D simulací. Na Obr. 16 můžeme vidět příklad výstupu CFD simulace v programu Fluent. Jedná se o zvýrazněné proudnice v okolí DM souboru vyhřívaných imitátorů palivových proutků, jejichž průběh by se experimentálními metodami zjišťoval jen velmi těžko. Nezbytnou podmínkou pro správné užívání tohoto softwaru jsou znalosti zákonitostí proudění a principy jednotlivých výpočetních modelů. [40]



Obr. 16 - Proudnice v okolí distančních mřížek

11.2. Základní typy simulací v CFD

Metody CFD (Computational Fluid Dynamics) slouží k řešení úloh především z oblasti dynamiky tekutin a termomechaniky. Dle charakteru řešeného problému mohou být počítačové simulace rozděleny dle časového průběhu, prostoru, hlediska bilancování veličin a stlačitelnosti proudícího média. [41]

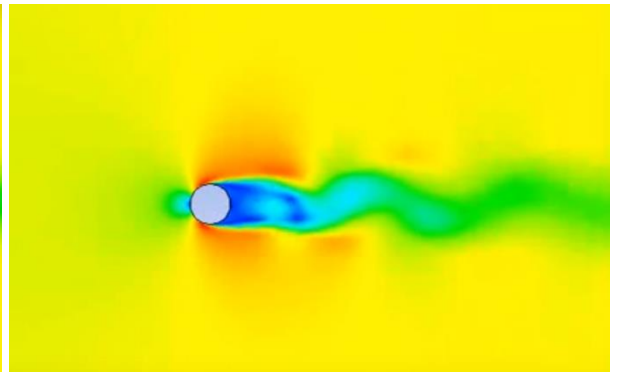
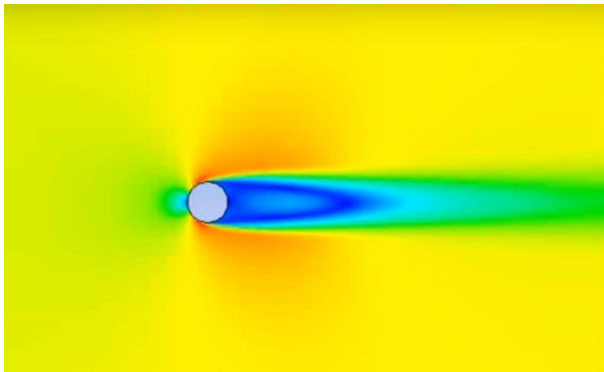
11.2.1. Rozdělení na základě časové závislosti

Stacionární model

Stacionární model užíváme v případě, kdy zkoumáme jev ustálený a zajímají nás jednotlivé parametry v konkrétních bodech, rovinách, případně i celém řešeném objemu. Příklad ustáleného modelu je vidět na Obr. 17. Zadáváme okrajové a inicializační podmínky. Délka výpočtu je rovna počtu iterací do ustáleného řešení, do jeho konvergence. [41]

Nestacionární model

Nestacionární model užíváme v případě, kdy nás zajímají parametry jevu v daném okamžiku a jejich časový průběh. Příklad nestacionárního výpočtu můžeme vidět na Obr. 18. Opět vycházíme ze zadaných počátečních podmínek, kde inicializace představuje přiřazení těchto podmínek řešenému systému. Jedná se o výchozí stav v nulovém čase. Nestacionární výpočetní model je ve srovnání se stacionárním náročnější na dobu řešení i výkon techniky. [41]



Obr. 17 - Ustálené rychlostní pole za překážkou [44]

Obr. 18 - Rychlostní pole při nestacionárním výpočtu [44]

11.2.2. Rozdělení na základě řešeného prostoru

2D výpočetní model

2D model použijeme v případech, ve kterých se rozhodneme zanedbat vliv jednoho směru. Nemůže zcela odpovídat skutečnosti, ale poskytne nám základní informace pro další postup. 2D výpočet tedy počítá pouze v jedné rovině. Největší výhodou 2D modelu je výpočetní rychlost a s tím spojené nižší nároky na čas i techniku. [41]

3D výpočetní model

3D model je vhodný v případech, kdy je kladen nárok na dostatečnou přesnost vypočtených výstupů, nebo není umožněno zjednodušení řešeného problému na 2D. Zvláštním případem prostorové úlohy je rotačně symetrická úloha. [41]

11.2.3. Rozdělení podle způsobu bilancování veličin

Izotermický model

Izotermický model nesleduje vliv změny teploty, neboť tato nemá vliv na sledované parametry. Výpočetní model neřeší bilanci entalpie. [41]

Anizotermický model

Změna teploty nás buď přímo zajímá, nebo má nezanedbatelný vliv na další parametry proudového pole. [41]

Jednofázový model

Jednofázový model používáme v případě, kdy se jedná o proudění pouze jednoho druhu tekutiny. Bereme v úvahu druh proudící látky a její materiálové vlastnosti. [41]

Vícefázový model

Vícefázový model je výpočetně velice náročný, neboť zde dochází k míšení a interakcím mezi několika druhy proudící tekutiny. Zároveň je tento výpočetní model používán pro simulace fázových přeměn, var a kondenzaci. [41]

11.3. Numerické výpočetní modely

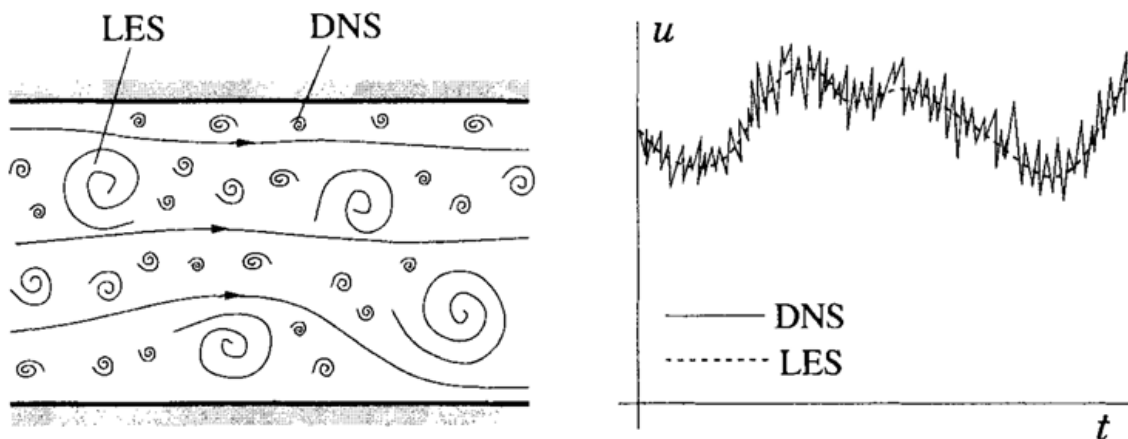
Základem výpočetních modelů v programu Fluent je metoda konečných objemů. Námí sledovanou oblast touto metodou rozdělíme na konečný počet elementárních objemů již při síťování modelu. Každý takový element nese informace charakterizující proudění v daném místě. Tyto informace jsou pak předávány jednotlivými buňkami mezi sebou. Výstupem je soubor energetických a pohybových rovnic popisující danou problematiku a rozložení výstupních parametrů podél geometrie. U proudění je prostřednictvím této metody zachován zákon zachování energie, hybnosti a hmoty. Vlastnosti turbulence, jakými jsou difuzivita, disipace, ale především nahodilost, jsou příčinou velké výpočetní náročnosti. Metodiky řešení turbulentního proudění jsou následující. [23] [41]

11.3.1. Přímá numerická simulace

V anglické literatuře představuje DNS (Direct Numerical Simulation) výpočetní postup snažící se řešit úplnou soustavu Navier-Stokesových rovnic. Se zvyšujícím se Reynoldsovým číslem dochází ke zvětšování vlivu turbulentních vlastností, které má za následek dnešní technikou neřešitelnou náročnost výpočtu. Jednalo by se však o velmi přesnou výpočetní metodu. [41] [38]

11.3.2. Metoda velkých vírů

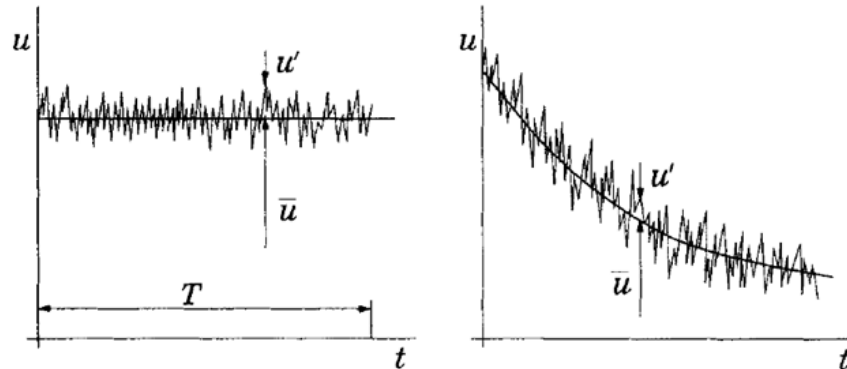
V anglické literatuře LES (Large Eddy Simulation), představuje metodu méně náročnou v porovnání s DNS, neboť simuluje chování velkých energetických vírů, zatímco menší jsou odstraněny filtrací turbulentního pole. Velké víry jsou výpočetní sítí snáze zachycovány. Na Obr. 19 vidíme schéma graficky znázorňující rozdíly mezi modely DNS a LES. [41] [38]



Obr. 19 - Schématické znázornění turbulentního pohybu (vlevo) a časová závislost rychlosti v bodě (vpravo) [38]

11.3.3. Metoda středování Navierových-Stokesových rovnic

V anglické literatuře RANS (Reynolds-averaged Navier-Stokes equations), představuje řešení pomocí středování souboru získaných hodnot, které výpočet značně zjednoduší. Toto vychází z myšlenky rozložitelnosti sledované hodnoty na časově středovanou a flukтуаční složku. V současnosti se jedná o nejméně používanou metodu. [41] [38]



Obr. 20 - Časové středování statisticky ustáleného proudění (vlevo) a středování neustáleného proudění (vpravo) [38]

Všechny numerické simulace obsažené v bakalářské práci byly vypočteny pomocí modelu $k-\omega$ SST (Shear-Stress Transport), který byl navržen pro efektivní spojení modelu $k-\omega$, který počítá s dostačující přesností v blízkosti stěny a modelu $k-\epsilon$.

12. Vlastní numerické simulace krize varu

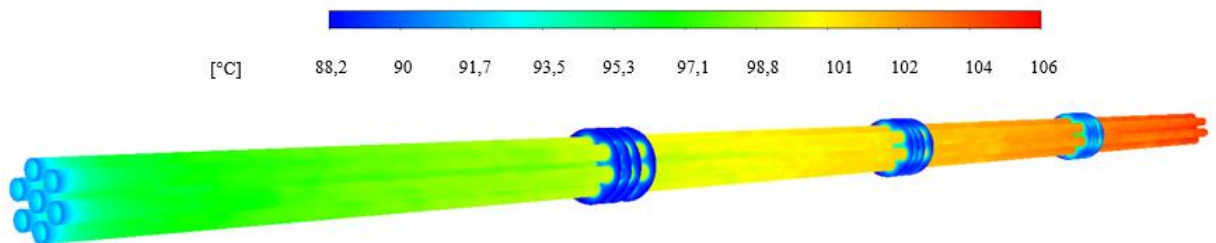
Předmětem bakalářské práce a součástí řešeného projektu jsou numerické simulace zabývající se identifikací krize varu. Tyto byly provedeny pomocí programu Fluent. Z hlediska časového je možné považovat tuto problematiku za velice náročnou, neboť se jedná o komplexní úlohu dvoufázového proudění, kde dochází k přehřívání páry. IPP byl v simulacích zjednodušený o nalisované distanční mřížky, aby bylo možné použití rotačně symetrické geometrie. Tímto způsobem nám vznikla obdoba kanálu odpovídající skutečným rozměrům EZ Západočeské univerzity. Zároveň byl v numerických simulacích zohledněn maximální přívod tepla používaného svařovacího agregátu, který činí 7,5 kW.

Na reálném zařízení na rozdíl od simulací nebude tepelný tok podél proutku uniformní a zároveň dojde ke ztrátám odhadnutým minimálně na 100 W. Z těchto důvodů byl nejvyšší tepelný tok v CFD výpočtech omezen na příkon 7,4 kW. Výše zmíněná rozhodnutí a technické podmínky na EZ umožňují pouze vznik krize varu II. druhu, k němuž dojde při nízkých rychlostech proudění a při velkém objemovém množství páry v průtočném kanálu.

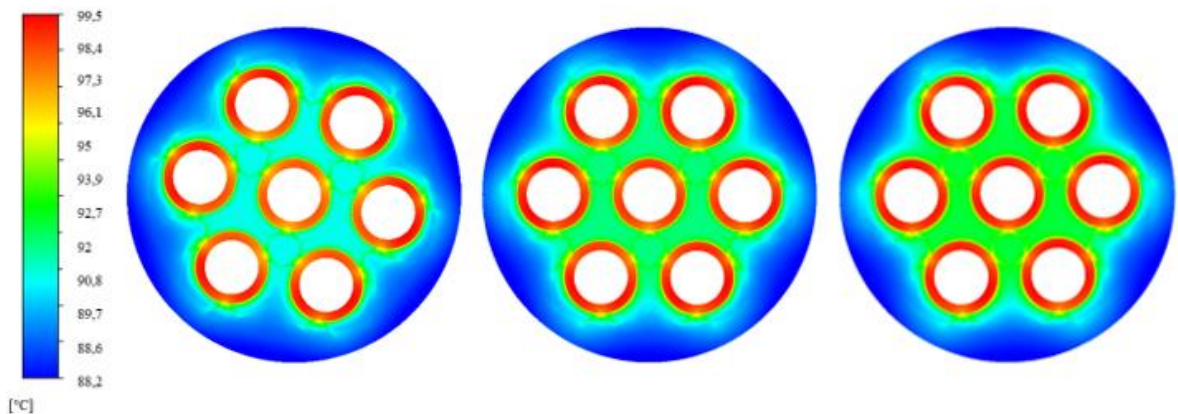
Pomocí simulací jednofázového proudění kanálem při příkonech od 4,3 kW do 7,4 kW za různých rychlostí, až do 1 m/s bylo zjištěno, že podmínky pro vznik krize varu vzniknou pouze v případě, že tato nepřekročí 0,25 m/s. Zároveň byly na samotném experimentálním zařízení následně prodlouženy IPP z původní délky 1,5 m na 3 m, což umožnilo více prostoru pro vestavbu měřících aparátů a zároveň pozvolnější přestup do krize varu. Tyto simulace nebyly do bakalářské práce pro svoji jednoduchost zahrnuty.

Vrcholem příprav předcházejících výpočtům zaměřených na predikci krize varu byla sedmiproutková sestava se třemi distančními mřížkami o celkové délce 1,5 m.

Vyhřívaným sedmiproutkovým seskupením protékala voda o rychlosti 0,5 m/s a cílem výpočtu byl získat základní představu o funkci distančních mřížek z hlediska chování tekutiny v jejich blízkosti a tlakových ztrát po délce kanálu. Na Obr. 21 a Obr. 22 je možné vidět teplotní rozložení podél celého seskupení a v místech, kde se nachází distanční mřížky. Proudění probíhá zleva doprava.



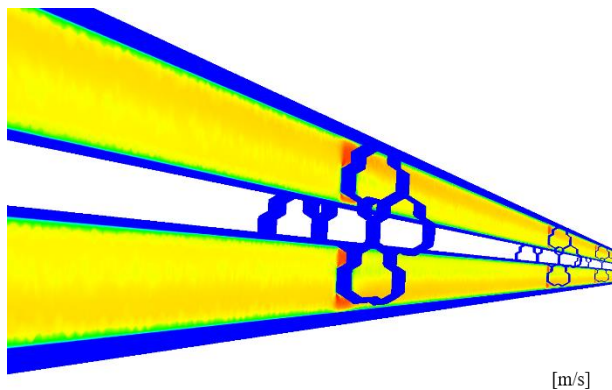
Obr. 21 - Teplotní rozložení podél sedmiproutkové sestavy



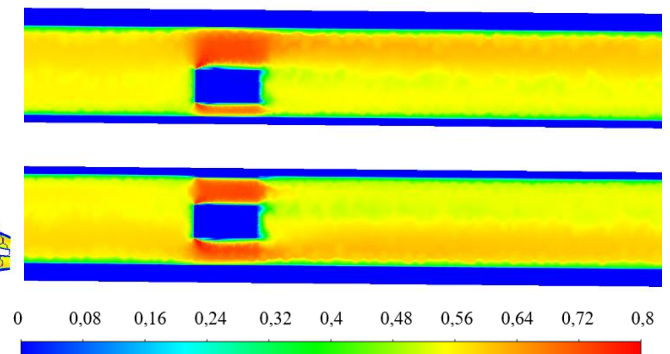
Obr. 22 - Teplotní rozložení v oblasti všech DM (pořadí respektuje směr proudění)

Co se teplotního rozložení týče, simulace odpovídala očekávanému výstupu a nenajdeme zde oblast, kde by docházelo k výraznému přehřevu. To může být zapříčiněno především nízkým příkonem vytápění vůči poměrně vysoké průtočné rychlosti.

Dalším výstupem numerické simulace bylo rychlostní pole v oblasti DM, které je vykresleno na Obr. 23 a Obr. 24. Překážka v podobě DM lokálně zužuje kanál a vede k nárůstu rychlosti, která se za kanálem opět ustálí.



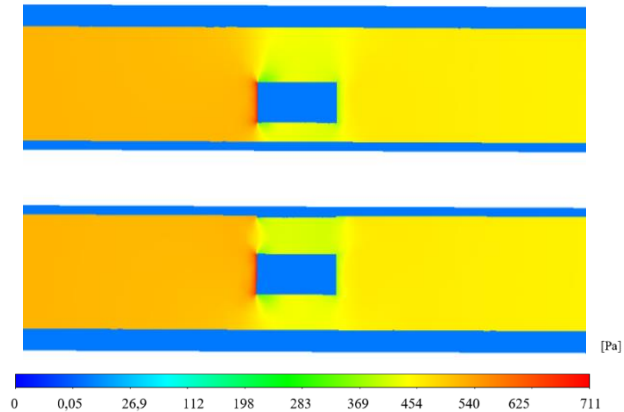
Obr. 23 - Poloha roviny zobrazené na Obr. 26 vůči DM



Obr. 24 - Rychlostní pole ve zkoumané rovině v okolí DM

Na Obr. 25 můžeme pozorovat tlakové rozložení v blízkém okolí. Ve směru proudění dochází k postupnému poklesu tlaku podél celého souboru imitátorů palivových proutků. Numerická simulace za přetlakových podmínek (nejlépe za skutečných podmínek v jaderném reaktoru, tj. za vyšších tlaků a hmotnostních průtoků) by mnohem lépe vystihla jejich vliv na tlakové ztráty, avšak i na této zjednodušené variantě je možné vidět, jakým způsobem ovlivňují proudění chladicí kapaliny.

Dalším důležitým krokem, podniknutým před výpočty zaměřenými na predikci krize přestupu tepla, bylo stanovení spolehlivé výpočetní metody.



Obr. 25 - Tlakové rozložení v blízkém okolí DM

12.1. Porovnání výpočetních přístupů v programu Fluent

Aby byla zajištěna nejvyšší možná přesnost požadovaných výstupů konkrétní problematiky, musela být provedena analýza spolehlivosti výpočtu. Cílem byl výběr nejstabilnější varianty, která zároveň poskytovala smysluplné výsledky v nejmenším možném časovém horizontu.

V rámci tohoto experimentu bylo provedeno osm kombinací případů za dvou různých pracovních podmínek. Jednalo se o proudění o rychlosti 0,3 m/s, za příkonů 5000 W a 6600 W. Za zvolených pracovních podmínek dojde k ohřevu chladicí kapaliny obtékající vyhřívaný element až do bodu varu, ale krize přestupu tepla by neměla nastat.

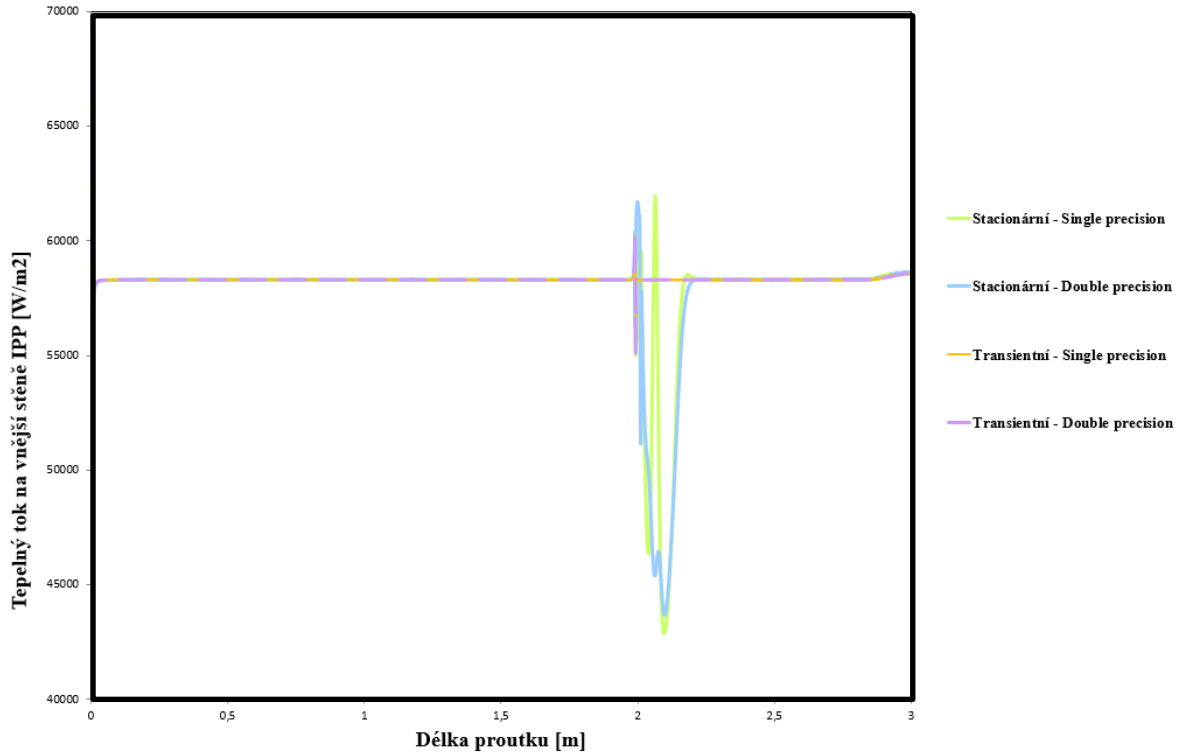
Celkem byly sledovány tři fyzikální veličiny, které nás při dalších případech budou zajímat nejvíce, protože zásadně ovlivňují stabilitu a validitu výpočtu. Těmi jsou tepelný tok na stěně, jež musí být optimálně konstantní, aby nedocházelo ke skokovému odpařování větších množství kapaliny, objemové množství páry na stěně vyhřívaného proutku, které plynule přibývá, neboť v žádné části IPP teplo neodvádíme, a teplota přehřáté páry.

Jednotlivé metody výpočtů byly při stálé rychlosti proudění 0,3 m/s následující:

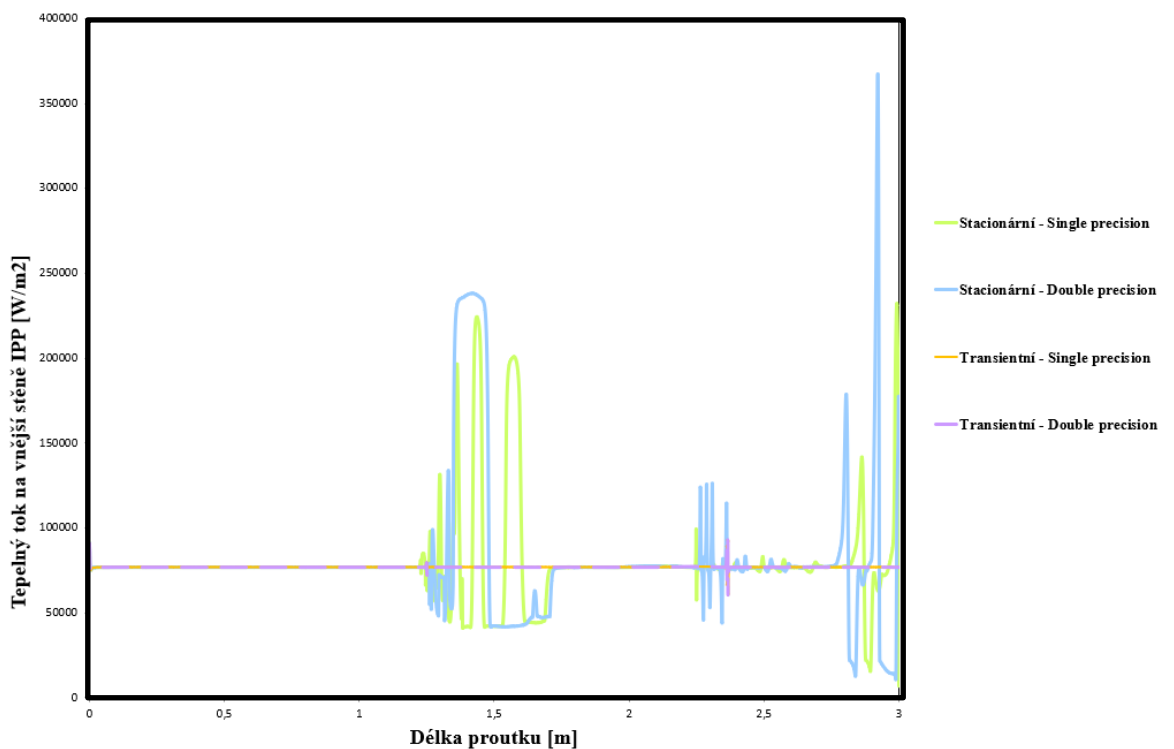
- Stacionární při příkonu 5000 W – Single precision
- Transientní při příkonu 5000 W – Single precision
- Stacionární při příkonu 5000 W – Double precision
- Transientní při příkonu 5000 W – Double precision
- Stacionární při příkonu 6600 W – Single precision
- Transientní při příkonu 6600 W – Single precision
- Stacionární při příkonu 6600 W – Double precision
- Transientní při příkonu 6600 W – Double precision

Vyhřívání souboru proutku a ochranného skla z vnější strany probíhalo pomocí pevně nastaveného tepelného toku na vnitřní straně imitátoru palivového proutku.

První zajímavostí bylo, že při vyšším, ze dvou napočtených příkonů, u žádného ze stacionárních výpočtů nedošlo k jejich konvergenci ani po dlouhé době, a to i navzdory tomu, že by ustálený stav existovat měl. U nižšího z příkonů však také ke kolísání tepelného toku na stěně docházelo. Na Obr. 26 a Obr. 27 jsou znázorněny průběhy tepelného toku podél proutku pro oba příkony.



Obr. 26 - Tepelný tok podél vnější stěny IPP při příkonu 5000 W



Obr. 27 - Tepelný tok podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W

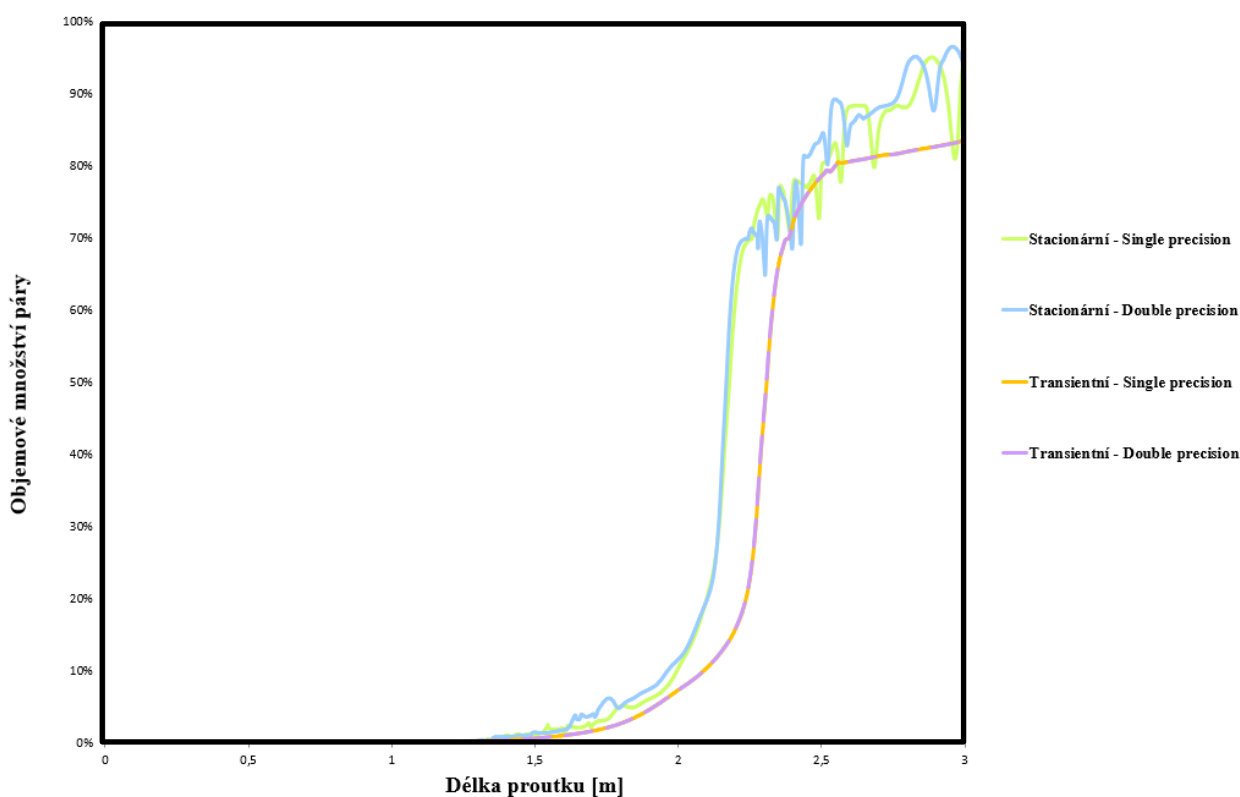
Z grafů zobrazujících tepelný tok na stěně vyplývá, že stacionární výpočetní modely nejsou pro řešení fázové přeměny vhodné, nicméně pro nižší objemové množství páry na výstupu počítají s dostatečnou přesností.

Dalším zkoumaným aspektem, po tepelném toku na stěně, bylo objemové množství páry na konci topné tyče. Zde došlo k výraznému odchylení mezi výsledky stacionárního a transienčního výpočtu až při vyšším příkonu. V Tab. 4 jsou zaznamenány výstupní hodnoty množství páry na výstupu řešené soustavy.

5000 W	Stac.	Trans.	6600 W	Stac.	Trans.
Single precision	27,18 %	25,42 %	Single precision	95,81 %	83,63 %
Double precision	28,29 %	25,39 %	Double precision	93,91 %	83,66 %

Tab. 4 - Tabulky objemových množství páry řešených simulací pro (zleva) příkon 5000 W a 6000 W na výstupu vytápěného topného elementu

Celkový průběh odpařování pro příkon 5500 W nebyl zahrnut do bakalářské práce, neboť se všechny křivky simulací překrývaly a vedou k velice podobným výsledkům, viz Tab. 4. U výpočtu s vyšším příkonem se průběh stacionárních výpočtů výrazně lišil, transienčními výpočetními metodami opět došlo ke shodě a překrytí křivek. Celý výstup odpařování po délce proutku je zaznamenán na Obr. 28.

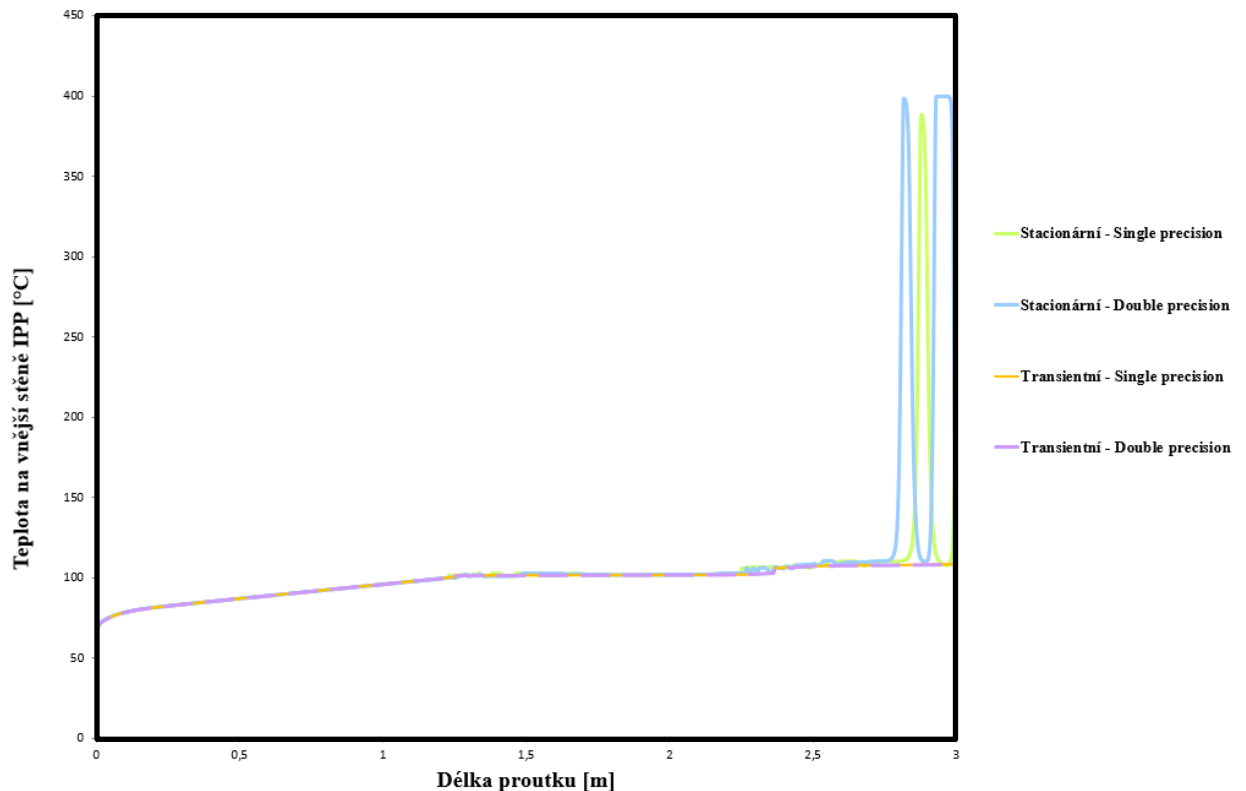


Obr. 28 - Průběh odpařování podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W

Kromě odlišných průběhů již v místech, kde odpařování začíná, je velkým problémem stacionárních simulací varu zejména kolísání při vyšších objemových množství páry na povrchu proutku, které uměle zapříčiní vznik krize varu.

Na základě zkušeností z velkého množství provedených CFD experimentů zaměřených na krizi varu je možné říci, že u stacionárních výpočtů v programu Fluent tato nastává již při 55 % příkonu, který by byl ve skutečnosti pro její vznik potřeba.

Na Obr. 29 jsou znázorněné napočtené teplotní průběhy na povrchu IPP při příkonu 6600 W, kde je falešně predikovaná krize varu pomocí obou stacionárních modelů dobře viditelná. Křivky vytvořené pomocí transientní výpočetní metody se opět zcela překrývají. Teplotní průběh na povrchu IPP při příkonu 5000 W byl u všech výpočetních metod shodný. Teploty na konci vytápěného elementu pro všechny simulace je možné odečíst z Tab. 5.



Obr. 29 - Teplotní průběh podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W

5000 W	Stac.	Trans.
Single precision	101,65 °C	101,63 °C
Double precision	101,65 °C	101,63 °C

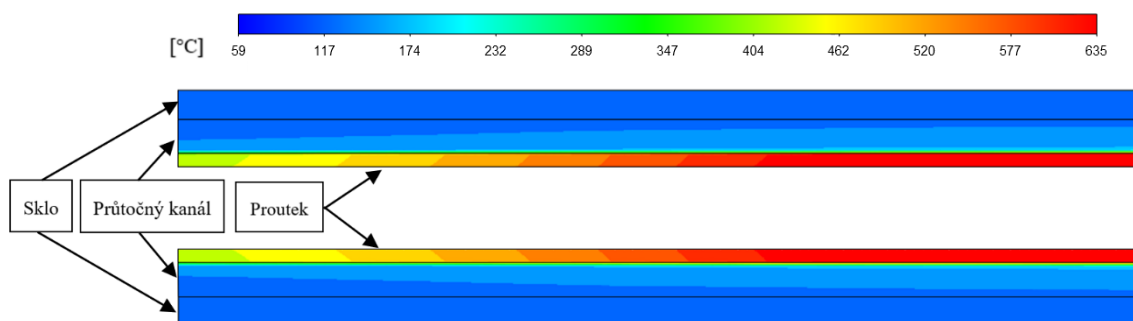
6600 W	Stac.	Trans.
Single precision	124,61 °C	102,86 °C
Double precision	121,98 °C	102,86 °C

Tab. 5 - Tabulky teplot chladicí tekutiny řešených simulací pro (zleva) příkon 5000 W a 6000 W na výstupu vytápěného topného elementu

Na základě provedené studie porovnávající výpočetní metody a jejich důvěryhodnost, byly všechny následující simulace krize varu pro různé příkony při stálé rychlosti napočteny z časového hlediska jako neustálené. Výstupní hodnoty metod „Single a Double precision“ se na základě provedené studie neliší. Pro nižší časovou náročnost byla pro následující CFD simulace zvolena metoda „Single precision“.

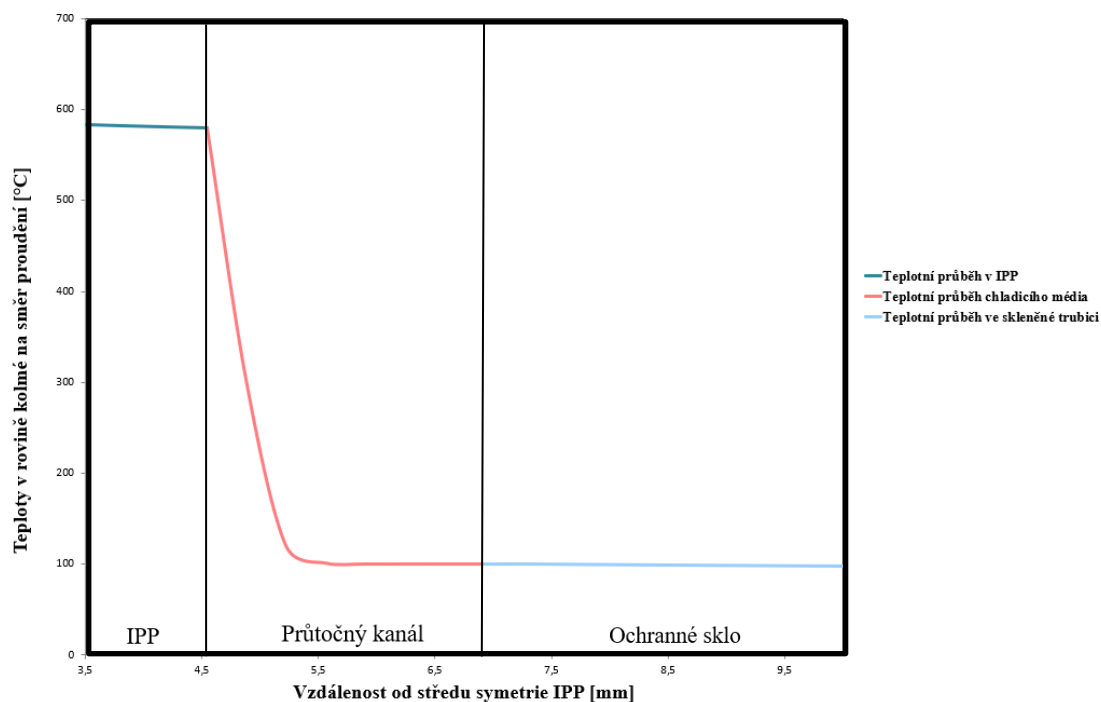
12.2. Výpočetní identifikace přestupu tepla

Všechny numerické simulace v této části byly prováděny za konstantní rychlosti proudění na vstupu do vyhřívaného kanálu, svými rozměry odpovídající testovací sekci na EZ Západočeské univerzity. Pro rychlost chladicího média 0,2 m/s byl postupně zvyšován příkon od 4,2 kW až do vzniku krize přestupu tepla. Kromě prvního kroku, kde z původních 4200 W došlo ke zvýšení množství přivedeného tepla o 800 W, byl ve všech následujících výpočtech příkon zvyšován po dosažení ustáleného stavu za daných podmínek o 500 W až do vzniku krize varu. Hlavní indikací poukazující na vznik krize, kromě strmě rostoucí teploty na stěně, bylo výrazné snížení koeficientu přestupu tepla. Na Obr. 30 můžeme vidět oblast za příkonu 7400 W, kde ke krizi došlo. Za pozornost stojí zejména vysoká schopnost páry izolovat, neboť je zde názorně ukázáno, že se veškeré teplo koncentruje v IPP. Hranice mezi sklem, průtočným kanálem a imitátorem proutku, byly zvýrazněny pomocí černých čar.



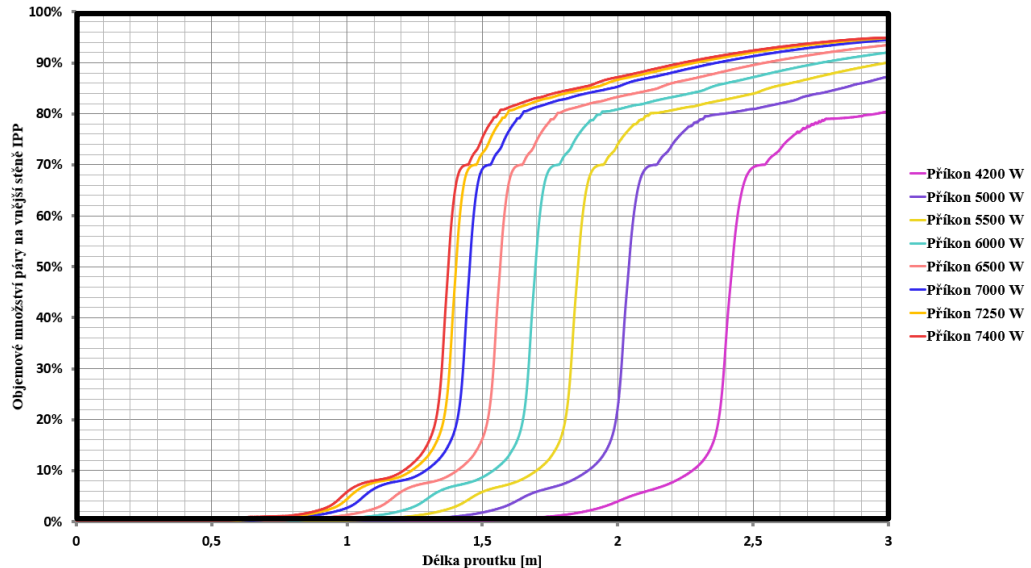
Obr. 30 – Teplotní rozložení v oblasti krize varu při příkonu 7400 W

Na Obr. 31 je znázorněn teplotní průběh v rovině kolmé na směr proudění z oblasti v níž ke krizi varu došlo. Pro natavení nerezové vyhřívané trubky by byla potřeba teploty přesahující 700 °C, k čemuž ani u nejvyššího možného příkonu při rychlosti 0,2 m/s nedochází.



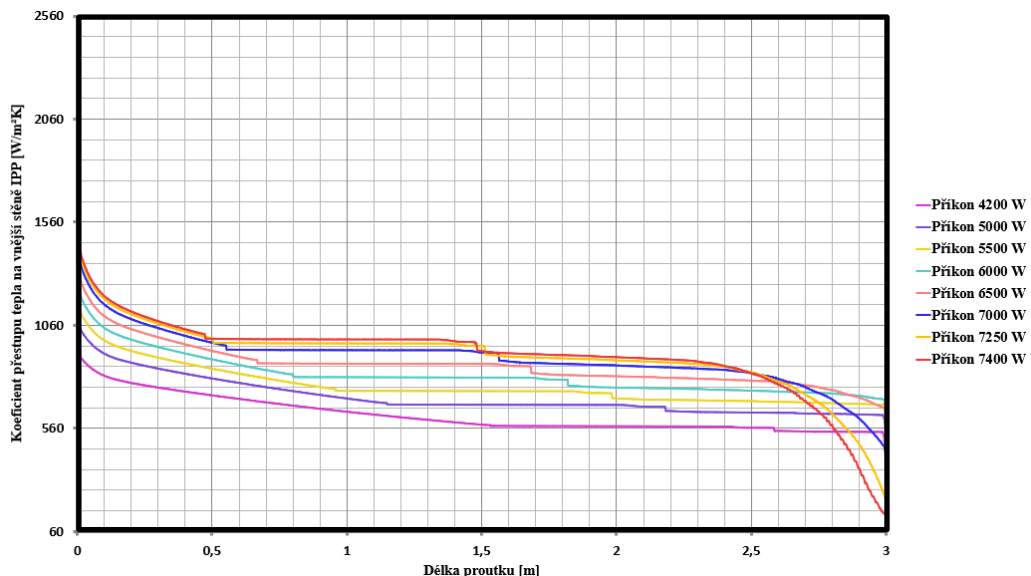
Obr. 31 - Teplotní průběh v rovině kolmé na směr proudění v místě krize varu

Dalším cílem bakalářské práce bylo zjistit, jak intenzivně krize varu proběhne v závislosti na různých příkonech. Výše uvedený postup řešení numerických simulací (postupné zvyšování příkonu po 500 W) platil pouze pro bezkrizové stavy. Při jejím vzniku nebyl příkon dále zvyšován, neboť by další proudění bylo velmi ovlivněno svou historií. Průběhy krize přestupu tepla za vyšších příkonů byly napočteny z posledního ustáleného stavu, v němž k jevu nedošlo. Výstupy těchto simulací jsou zaznamenány na Obr. 32 – Obr. 35.



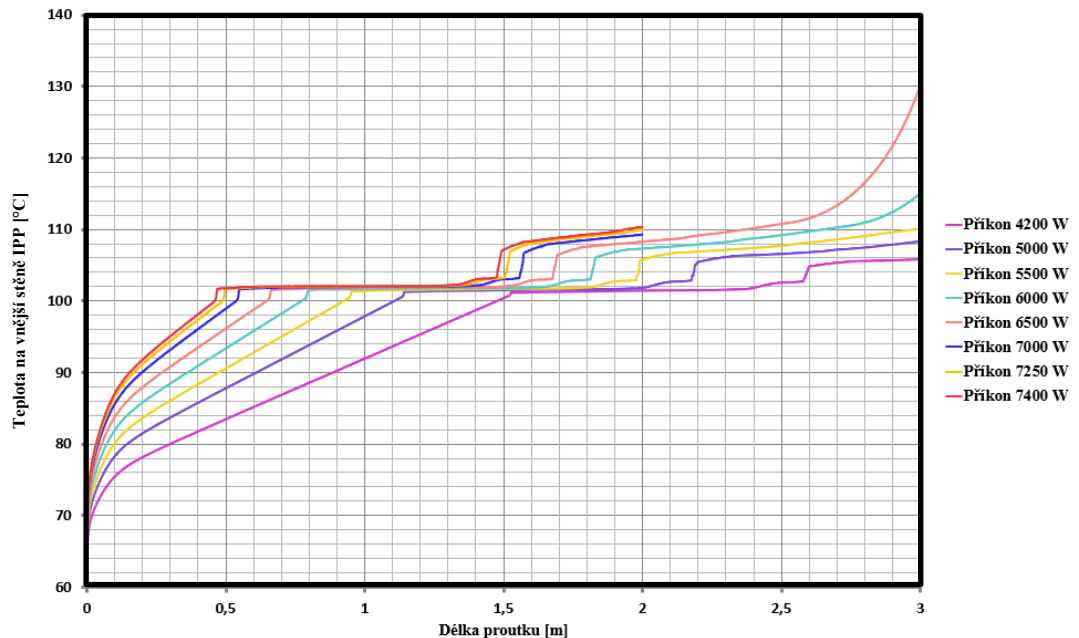
Obr. 32 - Závislost objemového množství páry na příkonu při rychlosti proudění 0,2 m/s

Na první pohled výstupní hodnoty na Obr. 32 odpovídají očekáváním a se zvýšeným příkonem dochází k rychlejšímu přechodu do oblasti varu. Musí však být provedeno i experimentální měření, které by numerické simulace validovalo. Na Obr. 33 je znázorněn průběh koeficientu přestupu tepla na vyhřívané stěně. Výsledky opět odpovídají předpokládanému odhadu. V oblasti mezi vstupem chladicí kapaliny do vyhřívaného kanálu a oblastí začátku dochází k jeho postupnému, ale výraznému poklesu, který je způsoben vyrovnáváním teplot kapaliny a proutku. Po dosažení varu se koeficient přestupu tepla ustaluje až do konce kanálu při příkonech, u nichž nedojde k přechodu do blánového varu. U stavů, kde se krizi přestupu tepla přiblížíme, nebo k ní dojde, koeficient přestupu tepla poklesne.

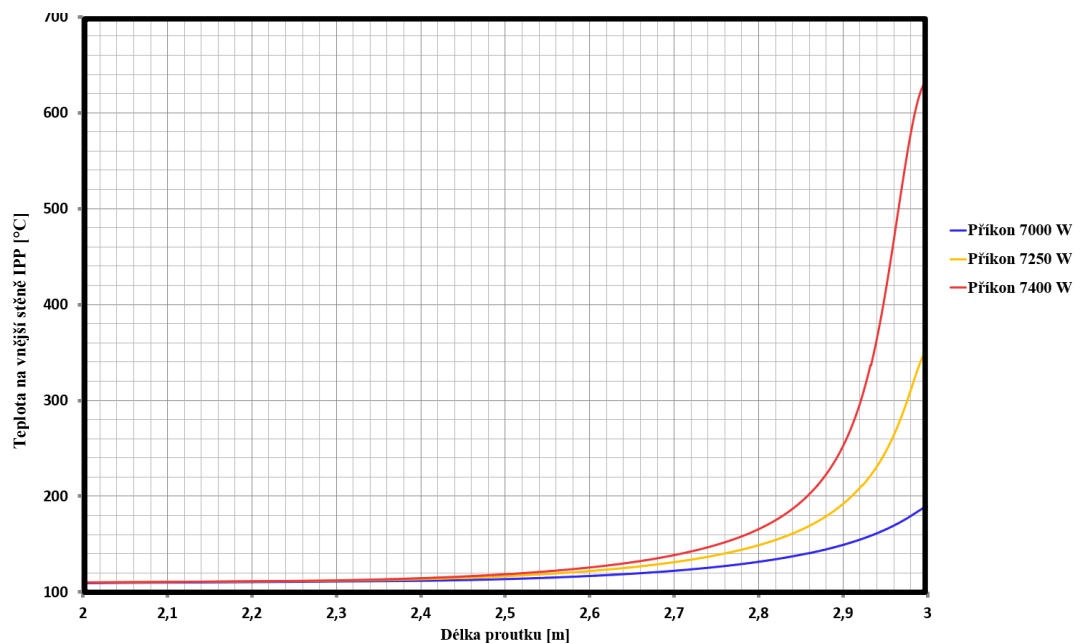


Obr. 33 – Lokální (Fluent) koeficient přestupu tepla podél IPP

Posledními vybranými výstupy numerických simulací jsou teplotní průběhy na vnější stěně palivového proutku, které jsou znázorněny na Obr. 34 a Obr. 35. Teplotní průběhy na stěně pro vzdálenost přesahující 2 m byly pro příkony 7000 W, 7250 W a 7400 W z důvodu lepší přehlednosti obou grafů odděleny do Obr. 37. Jedná se o příkony, u nichž došlo k výpočetní identifikaci krize varu.



Obr. 34 - Teplotní průběh na vyhřívané stěně IPP při různých příkonech a rychlosti 0,2 m/s



Obr. 35 - Teplotní průběh podél vyhřívané stěny IPP pro při různých příkonech a rychlosti 0,2 m/s

Teplotní průběhy, u nichž došlo k predikci krize varu znázorněné na Obr. 37, mohou dále sloužit například jako podklad pro bezpečnostní výpočty na experimentálním zařízení, kde by vlivem tepelné roztažnosti v postižených místech mohlo dojít k poškození. Na základě provedených simulací byla navržena opatrnost při snižování rychlosti proudění na experimentálním zařízení v Plzni pod 0,2 m/s.

13. Závěr

Cílem této bakalářské práce bylo popsat princip tlakovodních reaktorů a důvody přechodu k SMR. Součástí práce je také popis tepelných přestupů v aktivní zóně jaderného reaktoru ve spojitosti s krizí přestupu tepla při vzniku varu a porovnání experimentálních zařízení zaměřených na její výzkum ve světě a ČR.

Vlastní numerické simulace byly zaměřeny na teplotní rozložení v oblasti distančních mřížek u sedmiproutkové sestavy při jednofázovém proudění a predikci krize varu na experimentálním zařízení Západočeské univerzity v Plzni.

Všechny CFD výpočty byly řešeny pomocí programu Fluent. Numerickým simulacím zaměřeným na predikci krize přestupu tepla předcházela analýza výpočetních metod, která porovnává výstupy napočtené ze stejných počátečních podmínek a jejich důvěryhodnost. Na základě této analýzy byly všechny numerické simulace krize varu vypočteny metodou z hlediska časového neustálenou s jednoduchou přesností.

Ze získaných výsledků závislosti koeficientu přestupu tepla na vyhřívané stěně a příkonu vyplývá, že při průtočné rychlosti 0,2 m/s dojde ke vzniku krize varu na experimentálním zařízení v Plzni v případech, kdy topný příkon přesáhne 7000 W. Zároveň bylo zjištěno, že ani při maximálním zatížení svařovacího agregátu, který vytápění imitátoru palivového proutku zajišťuje, by k natavení proutku, navzdory vysokým teplotám, dojít nemělo. Ve všech případech vedoucích ke vzniku krize varu se jednalo o krizi přestupu tepla II. druhu.

V současnosti jsou řešeny technické kroky, které umožní experimentální validaci napočtených numerických simulací.

Práce přímo navazuje na řešení projektu „Experimentální a výpočetní identifikace krize přestupu tepla paliva reaktorů malých výkonu, SMR“ podpořeného Technologickou agenturou ČR v programu Théta pod číslem TK02020033.

Citovaná literatura

1. **LOCHBAUM, DAVE.** Reactor Core Damage: Meltdown. [Online] 2016. <https://allthingsnuclear.org/dlochbaum/reactor-core-damage-meltdown>.
2. **ČEZ.** Osobnosti jaderné fyziky. [Online] <https://www.cez.cz/edee/content/microsites/nuklearni/k43.htm>.
3. **BEČVÁŘ, Josef.** *Jaderné elektrárny*. 1981.
4. **ČEZ.** Jaderná energetika. [Online] <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika>.
5. **IAEA.** Operational & Long-Term Shutdown Reactors. [Online] <https://pris.iaea.org/PRIS/WorldStatistics/OperationalReactorsByRegion.aspx>.
6. **SÚJB.** Stupnice INES. [Online] <https://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/ines/stupnice-ines/>.
7. **DRÁBOVÁ, Dana.** Jaderná energetika před černobylskou havárií a po ní. [Online] 2006. <https://vesmir.cz/cz/casopis/archiv-casopisu/2006/cislo-3/jaderna-energetika-pred-chernobylskou-havarii-po-ni.html>.
8. **ŠUTA, Miroslav.** THREE MILE ISLAND: 30 LET OD HAVÁRIE, KTERÁ ZMĚNILA AMERIKU. [Online] 2009. <https://suta.blog.respekt.cz/three-mile-island-30-let-od-havarie-ktera-zmenila-ameriku/>.
9. **HEZOUČKÝ, František a ŠTECH, Svatobor.** *Základy teorie normálních a abnormálních provozních režimů energetických bloků s tlakovodními reaktory*. 2015.
10. **IBLER, Zbyněk.** *Provoz jaderných elektráren*. 1987.
11. **BOROVKA, Frentišek a MAREK, Jan.** *Vstupní školení do Jaderné elektrárny Temelín*. 2018.
12. **LAMARSH, John R. a BARATTA, Anthony J.** *Introduction to Nuclear Engineering (3rd Edition)*. 2001.
13. **ČEZ.** Základní typy jaderných reaktorů. [Online] <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobni-zdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>.
14. **FJFI, KOLEKTIV AUTORŮ.** *Reaktorová fyzika I*. 2004.
15. **ŠKODA JS.** Pohony řídicích tyčí. [Online] <https://www.skoda-js.cz/reference/pohony-ridicich-tyci/>.
16. **WNN.** Olkiluoto 3 startup pushed back to 2018. [Online] 2014. <https://www.world-nuclear-news.org/NN-Olkiluoto-3-start-up-pushed-back-to-2018-0109147.html>.
17. **STUHLÍK, Jan.** Francie zachraňuje svoji jadernou chloubu, Areva se topí ve ztrátách. [Online] 2015. <https://www.e15.cz/byznys/prumysl-a-energetika/francie-zachranuje-svoji-jadernou-chloubu-areva-se-topi-ve-ztratach-1196600>.
18. **WAGNER, Vladimír.** Současný stav a budoucnost jaderné energetiky. [Online] <https://oenergetice.cz/elektrina/soucasny-stav-budoucnost-jaderne-energetiky-dil-1>.
19. **WNN.** Russia connects floating plant to grid. [Online] 2019. <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Russia-connects-floating-plant-to-grid>.
20. **WNA.** Small Nuclear Power Reactors. [Online] 2020. <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>.

21. **iDnes.** Plovoucí Černobyl? Rusko pošle jadernou elektrárnu přes Severní ledový oceán. [Online] 2019. https://www.idnes.cz/zpravy/zahranicni/rusko-akademik-lomonosov-plovouci-jaderna-elektrarna-sibir-pevek-cukotka-cernobyl.A190629_111241_zahranicni_baje.
22. **KUBÁTOVÁ, Zuzana.** V Řeži se vyvíjí zcela nový typ jaderného reaktoru. Je tohle budoucnost? [Online] 2019. <https://www.seznamzpravy.cz/clanek/v-rezi-se-vyviji-zcela-novy-typ-jaderneho-reaktoru-je-tohle-budoucnost-68323>.
23. **URUBA, Václav.** *Turbulence*. 2009.
24. **LINHART, Jiří.** *Mechanika tekutin I*. 2009.
25. **KROPÍK, Martin.** *Bezpečnostní systémy jaderných reaktorů*. 2016.
26. **ČEZ.** Technologie a zabezpečení. [Online] <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobnizdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/ete/technologie-a-zabezpeceni-1>.
27. **MAREŠ, Radim.** *Tabulky termodynamických vlastností vody a vodní páry*. 2011.
28. **Nuclear Power.** Single-phase vs Multi-phase Fluid Flow. [Online] <https://www.nuclear-power.net/nuclear-engineering/fluid-dynamics/flow-regime/single-phase-vs-multi-phase-fluid-flow/>.
29. **WONG, Kau-Fui.** *Thermodynamics for Engineers*. 2000.
30. **HEŘMANSKÝ, Bedřich.** *Termomechanika jaderných reaktorů*. 1986.
31. **HTSJ.** 日本伝熱学会抜山記念国際賞. [Online] <http://www.htsj.or.jp/nukiyama>.
32. **KOK, Ken.** *Nuclear Engineering Handbook*. 2009.
33. **DUARTE, Juliana P., et al.** Critical heat flux experiments and a post-CHF heat transfer analysis using 2D. *Nuclear Engineering and Design* 337. [Online] 2018. www.elsevier.com/locate/nucengdes.
34. **GROENEVELD, D. C., et al.** The 2006 CHF look-up table. *Nuclear Engineering and Design* 237 (2007) 1909–1922. [Online] 2006. www.elsevier.com/locate/nucengdes.
35. **ZHAO, Dawei, et al.** DNB type critical heat flux prediction in rod bundles with simplified grid. *Nuclear Engineering and Design* 351 (2019) 94–105. [Online] 2019. www.elsevier.com/locate/nucengdes.
36. **CHEN, Shuo, et al.** Experimental study on boiling heat transfer in a three-rod bundle at near-critical pressure. *Annals of Nuclear Energy* 131 (2019) 196–209. [Online] 2019. www.elsevier.com/locate/anucene.
37. **LÁVIČKA, David.** Od jaderného reaktoru k experimentálnímu modelu chlazení palivového proutku. 2010.
38. **FERZIGER, Joel H. a PERIĆ, Milovan.** *Computational Methods for Fluid Dynamics*.
39. **TES.** CFD SIMULACE. [Online] <http://www.tesnet.cz/cs/sluzby-inzenyrskesimulace.php>.
40. **Ozen.** ANSYS FLUENT Flow Modeling Software. [Online] <https://www.ozeninc.com/products/fluid-dynamics/ansys-fluent/>.
41. **HORÁKOVÁ, Kateřina, HONZEJK, Vít a LEMFELD, František.** *Manuál pro výuku numerických metod*. místo neznámé : Technická univerzita v Liberci, 2010.
42. **POLACH, P. a HAJŽMAN, Michal.** *Multibody Model of the VVER 1000 Nuclear Reactor Control Assembly and Simulation of Its Moving Parts Drop*. 2017.

43. **INCROPERA, Frank P.** *Fundamentals of Heat and Mass Transfer*. 2006.

44. **ZINCHENKO, Ihor.** CFD Transient vs Steady State. [Online] 2016.
<https://www.youtube.com/watch?v=mP7lbn3Uoqw>.

14. Seznam obrázků

Obr. 1 - Trhlina na palivovém proutku vzniklá jeho natavením [1]	12
Obr. 2 - Schéma řízené štěpné reakce [11]	14
Obr. 3 - Schéma tlakovodní jaderné elektrárny [13]	17
Obr. 4 - Řez modelem reaktoru VVER 1000 [42]	18
Obr. 5 – Proudnice za mříží [23]	22
Obr. 6 - Graf závislosti teploty varu na tlaku a pracovní podmínky ETE [26] [27]	23
Obr. 7 – Schématické znázornění jednotlivých režimů proudění ve vertikální trubce [43]	24
Obr. 8 - Závislost přestupu tepla na hustotě tepelného toku	26
Obr. 9 - IPP používaný na experimentálním zařízení Západočeské univerzity v Plzni	28
Obr. 10 - Průběh teplot v řezu palivovým proutkem [10]	29
Obr. 11 - Geometrie použitých DM na experimentálním zařízení University of Wisconsin [33]	30
Obr. 12 - Krize přestupu tepla naměřená při podmínkách $1521 \text{ kg/m}^2 \cdot \text{s}$, 9,1 MPa a $65 \text{ }^\circ\text{C}$ [33]	30
Obr. 13 - DM použitá na EZ v Shanghai [36]	32
Obr. 14 - Neuniformní rozložení teplot po obvodu IPP [36]	32
Obr. 15 - Schéma EZ Západočeské univerzity [37]	33
Obr. 16 - Proudnice v okolí distančních mřížek	34
Obr. 17 - Ustálené rychlostní pole za překážkou [44]	35
Obr. 18 - Rychlostní pole při nestacionárním výpočtu [44]	35
Obr. 19 - Schématické znázornění turbulentního pohybu (vlevo) a časová závislost rychlosti v bodě (vpravo) [38]	36
Obr. 20 - Časové středování statisticky ustáleného proudění (vlevo) a středování neustáleného proudění (vpravo) [38]	37
Obr. 21 - Teplotní rozložení podél sedmiproutkové sestavy	38
Obr. 22 - Teplotní rozložení v oblasti všech DM (pořadí respektuje směr proudění)	38
Obr. 23 - Poloha roviny zobrazené na Obr. 26 vůči DM	38
Obr. 24 - Rychlostní pole ve zkoumané rovině v okolí DM	38
Obr. 25 - Tlakové rozložení v blízkém okolí DM	39
Obr. 26 - Tepelný tok podél vnější stěny IPP při příkonu 5000 W	40
Obr. 27 - Tepelný tok podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W	40
Obr. 28 - Průběh odpařování podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W	41

Obr. 29 - Teplotní průběh podél vnější stěny IPP při příkonu 6600 W	42
Obr. 30 – Teplotní rozložení v oblasti krize varu při příkonu 7400 W	43
Obr. 31 - Teplotní průběh v rovině kolmé na směr proudění v místě krize varu	43
Obr. 32 - Závislost objemového množství páry na příkonu při rychlosti proudění 0,2 m/s	44
Obr. 33 – Lokální (Fluent) koeficient přestupu tepla podél IPP	44
Obr. 34 - Teplotní průběh na vyhřívané stěně IPP při různých příkonech a rychlosti 0,2 m/s.	45
Obr. 35 - Teplotní průběh podél vyhřívané stěny IPP pro při různých příkonech a rychlosti 0,2 m/s.....	45

15. Seznam tabulek

Tab. 1 - Typy prvních úspěšně spuštěných jaderných reaktorů [3]	13
Tab. 2 - Reaktory III. generace uvedené do provozu [18]	19
Tab. 3 - Výřez z "The 2006 CHF look-up table" (CHF – Critical Heat Flux = kritický tepelný tok) [34]	31
Tab. 4 - Tabulky objemových množství páry řešených simulací pro (zleva) příkon 5000 W a 6000 W na výstupu vytápěného topného elementu	41
Tab. 5 - Tabulky teplot chladicí tekutiny řešených simulací pro (zleva) příkon 5000 W a 6000 W na výstupu vytápěného topného elementu.....	42