

České vysoké učení technické v Praze  
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská

Katedra jaderných reaktorů  
Studijní program: Jaderné inženýrství  
Specializace: Jaderné reaktory



**Návrh a předběžné bezpečnostní hodnocení deskového  
paliva MTR-VR pro Školní reaktor VR-1**

**Design and preliminary safety evaluation of new plate  
fuel MTR-VR for the Training Reactor VR-1**

DIPLOMOVÁ PRÁCE

Vypracoval: Bc. Jan Čada  
Vedoucí práce: doc. Ing. Ľubomír Sklenka, Ph.D.  
Akademický rok: 2021/2022



## ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

Student:	<b>Bc. Jan Čada</b>
Studijní program:	Jaderné inženýrství
Specializace:	Jaderné reaktory
Název práce česky:	<b>Návrh a předběžné bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR pro Školní reaktor VR-1</b>
Název práce anglicky:	Design and preliminary safety evaluation of new plate fuel MRT-VR for the Training Reactor VR-1

### Pokyny pro vypracování:

1. V návaznosti na vaši bakalářskou práci a výzkumný úkol pokračujte v návrhu a hodnocení nového deskové paliva MTR-VR a první provozní aktivní zóny s deskovým palivem pro Školní reaktor VR-1.
2. Navrhnete první provozní aktivní zónu s deskovým palivem MTR-VR na Školním reaktoru VR-1 a provedte detailní zhodnocení jejích neutronově-fyzikálních charakteristik. Pro výpočet použijte stochastický kód Serpent2.
3. Seznamte se s metodikou bezpečnostního hodnocení jaderného paliva a aktivní zóny na Školním reaktoru VR-1. Vyhledejte a zhodnoňte hydraulické parametry deskových paliv používaných ve světě a výsledky extrapolujte na deskové palivo MTR-VR.
4. Provedte předběžné bezpečnostní hodnocení první provozní aktivní zóny s deskovým palivem MTR-VR a výsledky srovnajte s bezpečnostním hodnocením paliva IRT-4M a typické provozní aktivní zóny Školního reaktoru VR-1. Pro výpočet použijte výpočetní kód RELAP.

## Doporučená literatura:

- [1] FEJT, F. *Analýza termohydraulických modelů reaktoru VR-1 s využitím trojrozměrné kinetiky*. Praha, 2019. Disertační práce. ČVUT v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
- [2] FLETCHER, C. D. a R. R. SCHULTZ. *RELAP5/MOD3.3 code manual volume I: code structure, system models, and solution methods*. Rockville: Information Systems Laboratories, Inc, 2016.
- [3] ALESSANDRO, P. a F. D'AURIA. Thermal-Hydraulic System Codes in Nuclear Reactor Safety and Qualification Procedures. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2008, **2008**. DOI: 10.1155/2008/460795. ISSN: 1687-6075.
- [4] KHEDR, A. et al. Validation of RELAP5 model of experimental test rig simulating the natural convection in MTR research reactors. *Kerntechnik*. 2016, **81**(1), 17-21. DOI: 10.3139/124.110562. ISSN: 0932-3902.
- [5] REIS, A. L. et al. Assessment of a RELAP5 model for the IPR-R1 TRIGA research reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2010, **37**(10), 1341-1350. DOI: 10.1016/j.anucene.2010.05.013. ISSN: 0306-4549.

Jméno a pracoviště vedoucího práce:

**doc. Ing. Ľubomír Sklenka, Ph.D.**

Katedra jaderných reaktorů FJFI ČVUT v Praze

Jméno a pracoviště konzultanta:

**Ing. Filip Fejt, Ph.D.**

Katedra jaderných reaktorů FJFI ČVUT v Praze

Datum zadání diplomové práce:

18. 10. 2021

Datum odevzdání diplomové práce:

2. 5. 2022

Doba platnosti zadání je dva roky od data zadání.


V Praze dne 18. 10. 2021

doc. Ing. Tomáš Trojek, Ph.D.

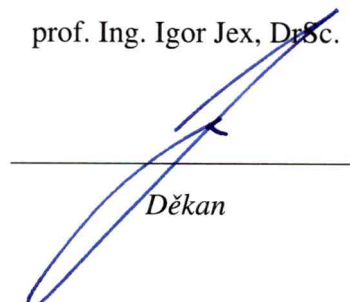


Garant studijního programu

Ing. Jan Rataj, Ph.D.

  
Vedoucí katedry

prof. Ing. Igor Jex, DrSc.

  
Děkan

## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem diplomovou práci vypracoval samostatně a použil pouze podklady (literaturu, projekty, software atd.) uvedené v příloženém seznamu.

V Praze dne .....

.....

Bc. Jan Čada

## **Poděkování**

Děkuji doc. Ing. Ľubomíru Sklenkovi, Ph.D. za vedení diplomové práce a za podnětné návrhy, které ji obohatily. Děkuji také Ing. Filipu Fejtovi, Ph.D. za pomoc při výpočetní části práce.

Bc. Jan Čada

*Název práce:*

**Návrh a předběžné bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR pro Školní reaktor VR-1**

*Autor:* Bc. Jan Čada

*Studijní program:* Jaderné inženýrství

*Obor:* Jaderné reaktory

*Druh práce:* Diplomová práce

*Vedoucí práce:* doc. Ing. Ľubomír Sklenka, Ph.D.

Katedra jaderných reaktorů, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, České vysoké učení technické v Praze

*Konzultant:* Ing. Filip Fejt, Ph.D.

Katedra jaderných reaktorů, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, České vysoké učení technické v Praze

*Abstrakt:* Na školním reaktoru VR-1 je již přes třicet let používáno jaderné palivo třídy IRT-M. Cílem diplomové práce je posoudit, zda současně používané trubkové palivo IRT-4M ruské firmy TVEL je možné nahradit deskovým palivem MTR-VR, a tím se oprostit od závislosti na jediném dodavateli trubkového paliva. V diplomové práci jsou podrobně provedeny neutronické a předběžné termohydraulické bezpečnostní analýzy, které posuzují, zda je palivo MTR-VR vhodné pro náhradu na školním reaktoru VR-1. Pro neutronické a termohydraulické analýzy byly použity výpočetní kódy Serpent a RELAP5.

*Klíčová slova:* školní reaktor VR-1, deskové palivo, návrh nového paliva, jaderné palivo MTR-VR, neutronické bezpečnostní hodnocení, termohydraulické bezpečnostní hodnocení

*Title:*

**Design and preliminary safety evaluation of new plate fuel MTR-VR for the Training Reactor VR-1**

*Author:* Bc. Jan Čada

*Abstract:* The training reactor VR-1 has been using IRT-M class nuclear fuel for over thirty years. The aim of the master's thesis is to assess whether the currently used IRT-4M tubular fuel of the Russian company TVEL can be replaced with MTR-VR plate fuel. In this way, one can free oneself from dependence on a single supplier of tubular fuel. Neutronic and preliminary thermal-hydraulic safety analysis are performed in the master's thesis, which determine whether the MTR-VR fuel is suitable for replacement at the training reactor VR-1. The computational codes Serpent and RELAP5 were used for neutronic and thermal-hydraulic analysis.

*Key words:* training reactor VR-1, plate fuel, design of a new fuel, nuclear fuel MTR-VR, neutronic safety evaluation, thermal-hydraulic safety evaluation

# Obsah

<b>Seznam zkratk a veličin</b>	<b>8</b>
<b>Seznam obrázků</b>	<b>10</b>
<b>Seznam tabulek</b>	<b>12</b>
<b>Úvod</b>	<b>13</b>
<b>1 Návrh deskového paliva MTR-VR</b>	<b>15</b>
1.1 Zjednodušený návrh paliva MTR-VR . . . . .	15
1.2 Zpřesnění návrhu paliva MTR-VR a modelu aktivní zóny . . . . .	20
<b>2 Bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR z pohledu neutro- niky</b>	<b>26</b>
2.1 Charakteristika aktivní zóny D-1 . . . . .	26
2.2 Neutronově-fyzikální charakteristiky související s určením koeficientu násobení . . . . .	28
2.3 Neutronově-fyzikální charakteristiky související s rozložením hustoty toku neutronů . . . . .	37
<b>3 Bezpečnostní hodnocení paliva na reaktoru VR-1 z pohledu termo- hydrauliky</b>	<b>45</b>
3.1 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení integrálními kódy . . . . .	45
3.2 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení aktivní zóny reaktoru VR-1 s palivem IRT-4M . . . . .	47
3.3 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení deskového paliva integrálními výpočetními kódy . . . . .	52
<b>4 Předběžné bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR z po- hledu termohydrauliky</b>	<b>56</b>
4.1 Výpočetní kód RELAP5 . . . . .	56
4.2 Předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení paliva MTR-VR a srovnání s palivem IRT-4M . . . . .	58
4.3 Předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení AZ s palivem MTR-VR a srovnání s AZ s palivem IRT-4M . . . . .	65
<b>Závěr</b>	<b>74</b>
<b>Literatura</b>	<b>75</b>

# Seznam zkratek a veličin

## Zkratky

AZ	aktivní zóna
CEA	Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives
CFA	Controlled Fuel Assembly
CFD	Computational Fluid Dynamics
CIAE	China Institute of Atomic Energy
DKP	dolní koncová poloha
FPFA	Flat Plate Fuel Assembly
GTRI	Global Threat Reducion Initiative
HEU	Highly Enriched Uranium
HKP	horní koncová poloha
HRK	horizontální radiální kanál
IAEA	Mezinárodní agentura pro atomovou energii
KAERI	Korea Atomic Energy Reasearch Institute
LEU	Low Enriched Uranium
MITR	Massachusetts Institute of Technology Reactor
MNR	McMaster Nuclear Reactor
MPR	maximální přebytek reaktivity
MTR	Materials Testing Reactor
MTR-VR	deskové palivo pro školní reaktor VR-1
NCBJ	National Centre for Nuclear Research
NVO	nezávislá výkonová ochrana
PČ	palivový článek
PMV	provozní měření výkonu
PP	potrubní pošta
PPR	provozní přebytek reaktivity
PSA	pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti
PVC	polyvinylchlorid
RELAP5	Reactor Excursion and Leak Analysis Program
RERTR	The Reduced Enrichment for Research and Test Reactors
SFA	Standard Fuel Assembly
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
ÚBO	účinnost bezpečnostních ochran



## Veličiny

$\varnothing$	průměr
$k_{\text{ef}}$	efektivní koeficient násobení
$\beta_{\text{ef}}$	efektivní podíl zpožděných neutronů
$N_i$	počet neutronů $i$ -té generace
$\sigma$	směrodatná odchylka
$k$	koeficient rozšíření
$\rho$	reaktivita
$\Delta\rho$	váha absorpční tyče
$\rho_{\uparrow}$	reaktivita v horní koncové poloze
$\rho_{\downarrow}$	reaktivita v dolní koncové poloze
$v_{\rho}$	maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity
$v_T$	rychlost pohybu absorpční tyče T
$H$	horní koncová pozice absorpční tyče
$a_T^M$	zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity od moderátoru
$a_T^F$	zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity od paliva
$t_M$	teplota moderátoru
$t_F$	teplota paliva
$\rho_{M, F}$	hustota moderátoru, paliva
$\beta$	podíl zpožděných neutronů
$\beta_i$	podíl $i$ -té skupiny zpožděných neutronů
$v_d^i$	výtěžek $i$ -té skupiny zpožděných neutronů na neutron vyvolávající štěpení
$v_d$	výtěžek zpožděných neutronů na neutron vyvolávající štěpení
$v_p$	výtěžek okamžitých neutronů na neutron vyvolávající štěpení
$v_{\text{tot}}$	totální výtěžek neutronů na neutron vyvolávající štěpení
$\tau$	střední doba zpožděných neutronů
$\lambda_i$	rozpadová konstanta $i$ -té skupiny zpožděných neutronů
$A$	konstanta popisující rozložení aktivní zóny
$\Lambda$	střední doba života okamžitých neutronů
$d_H$	hydraulický průměr
$S$	průtočná plocha
$o$	smočený obvod
$R_a$	drsnost povrchu
$S_t$	teplosměnná plocha
$w$	rychlost proudění tekutiny
$Q$	průtok
$\lambda$	součinitel tepelné vodivosti
$T$	termodynamická teplota
$C_p$	tepelná kapacita

## Seznam obrázků

1	Horizontální řez plným palivovým článkem MTR-VR-16 (vlevo) a palivovým článkem s absorpční tyčí MTR-VR-10 (vpravo) navrženými ve [5] . . . . .	16
2	Horizontální řez palivovým článkem SFA (vlevo) a CFA (vpravo) [47] . . . . .	18
3	Horizontální řez palivovým článkem MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 (vpravo) [4] . . . . .	19
4	Závěrečný návrh palivového článku MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 s absorpční tyčí UR-70 (vpravo) . . . . .	20
5	Schématičký vertikální řez horizontálním radiálním kanálem [28] . . . . .	22
6	Model horizontálního radiálního kanálu: uzavřený kanál (nahore), redukovaný kanál o $\varnothing$ 90 mm (uprostřed) a otevřený kanál o $\varnothing$ 250 mm (dole) . . . . .	23
7	Horizontální a vertikální řez potrubní poštou v palivovém článku MTR-VR-12 .	24
8	Vertikální řez palivovým článkem MTR-VR-12 s detektorem SNM-10 (vlevo) a SNM-13 (vpravo) . . . . .	25
9	Schéma konfigurace aktivní zóny D-1 . . . . .	27
10	Konvergenční výpočet pro počet neutronů vstupujících do výpočtu . . . . .	29
11	Konvergenční výpočet pro počet aktivních cyklů . . . . .	30
12	Kalibrační křivka řídicí tyče R1 (integrální charakteristika) . . . . .	33
13	Kalibrační křivka řídicí tyče R2 (integrální charakteristika) . . . . .	34
14	Kalibrační křivky řídicích tyčí R1 a R2 (diferenciální charakteristika) . . . . .	34
15	Radiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů v aktivní zóně D-1 . . . . .	37
16	Radiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů v aktivní zóně D-1 . . . . .	38
17	Axiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů ve vybraných pozicích aktivní zóny D-1 . . . . .	39
18	Axiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů ve vybraných pozicích aktivní zóny D-1 . . . . .	39
19	Neutronové spektrum v oblasti vodní mezery palivového článku MTR-VR-12 .	42
20	Absolutní rozložení výkonu aktivní zóny D-1 . . . . .	43
21	Označení palivových destiček článku MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 s potrubní poštou (vpravo) . . . . .	43
22	Průběh výkonu během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48] . . . . .	48
23	Průběh maximálních teplot během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48]	48
24	Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48] . . . . .	49
25	Průběh výkonu během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48] . . . . .	50
26	Průběh maximálních teplot během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48]	51
27	Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48] . . . . .	51
28	Grafické znázornění rozdílných přístupů modelování deskového paliva v integrálním kódu [14], upraveno . . . . .	53
29	Grafické zobrazení vybraných hydrodynamických komponent pro model aktivní zóny s deskovým palivem [16] . . . . .	57
30	Grafické zobrazení kompletního modelu palivových článků MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 (vpravo) . . . . .	59
31	Schématičké zobrazení obou zjednodušených palivových článků MTR-VR . . .	61
32	Závislost průtoku zjednodušenými palivovými články na hydraulickém průměru sjednocené trubky . . . . .	62
33	Model zjednodušeného palivového článku paliva MTR-VR s okruhem pro přirozenou konvekci . . . . .	63

34	Závislost maximální velikosti ohřevu chladiva nad pokojovou teplotu na výkonu pro zjednodušený model palivových článků MTR-VR a porovnání s palivem IRT-4M [14] . . . . .	64
35	Zjednodušený model aktivní zóny reaktoru VR-1 s deskovým palivem MTR-VR	65
36	Závislost reaktivity na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	66
37	Závislost výkonu na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	67
38	Závislost maximální teploty moderátoru na čase v obou typech palivových článků pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	67
39	Závislost maximální teploty pokrytí na čase v obou typech palivových článků pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	68
40	Závislost maximální plošné hustoty tepelného toku na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	68
41	Závislost reaktivity na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	70
42	Závislost výkonu na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	71
43	Závislost maximální teploty moderátoru na čase v obou typech palivových článků pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	71
44	Závislost maximální teploty pokrytí na čase v obou typech palivových článků pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR	72
45	Závislost maximální plošné hustoty tepelného toku na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	72

## Seznam tabulek

1	Parametry jaderného paliva vhodného pro výměnu na reaktoru VR-1 [5] . . . . .	15
2	Srovnání vybraných parametrů paliv MTR-VR a IRT-4M [11], [48] . . . . .	17
3	Inventář experimentálního vybavení reaktoru VR-1 a jeho relevance pro model aktivní zóny [28] . . . . .	21
4	Základní charakteristika aktivní zóny D-1 . . . . .	26
5	Pozice absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1 . . . . .	26
6	Pozice experimentálních vertikálních kanálů v aktivní zóně D-1 . . . . .	27
7	Hodnoty $k_{ef}$ a $\rho$ pro různé polohy absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1 . . . . .	30
8	Váhy absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1 . . . . .	31
9	Maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1 . . . . .	32
10	Kompenzační schopnost reaktoru s aktivní zónou D-1 v kritickém stavu . . . . .	32
11	Výpočtem určené základní provozní hodnoty aktivní zóny D-1 . . . . .	33
12	Zpětnovazební teplotní koeficienty reaktivity od moderátoru a od paliva aktivní zóny D-1 . . . . .	36
13	Výpočtem stanovené váhy zátek horizontálního radiálního kanálu . . . . .	36
14	Výpočtem stanovené maximální váhy detektorů ve vertikálních kanálech . . . . .	36
15	Kinetické parametry aktivní zóny D-1 . . . . .	41
16	Typické dělení neutronů v jaderném reaktoru [26] . . . . .	41
17	Relativní a absolutní výkon při nominálním provozu palivových destiček označených na Obr. 21 . . . . .	44
18	Kritéria přijatelnosti pro parametry palivových článků IRT-4M při základní projektové události [48] . . . . .	50
19	Přístupy modelování aktivních zón s deskovými jadernými palivy v integrálním výpočetním kódu . . . . .	55
20	Technické parametry a příslušné hodnoty jaderného paliva MTR-VR . . . . .	58
21	Srovnání rychlostí a průtoků chladiva palivy MTR-VR a IRT-4M [14] . . . . .	60
22	Průtok kompletními modely a k nim odpovídající průtoky a hydraulické průměry zjednodušeného modelu . . . . .	62
23	Charakteristiky křemíkového paliva a porovnání s oxidickým palivem při teplotě 293 K . . . . .	64
24	Rychlosti a průtoky oběma typy palivových článků při maximálním výkonu a srovnání s palivovým článkem IRT-4M [14] . . . . .	64
25	Přehled vnesení reaktivit pro základní projektové události a rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR . . . . .	66
26	Extrapolovaná kritéria přijatelnosti pro deskové palivo MTR-VR pro základní projektové události [1], [10] . . . . .	69

# Úvod

Školní reaktor VR-1 je již od svého prvního uvedení do kritického stavu v roce 1990 provozován s jaderným palivem třídy IRT-M. Tento typ jaderného paliva pro výzkumná jaderná zařízení<sup>1</sup> je vyráběn v Ruské federaci státní firmou TVEL. Pro provozovatele jaderného zařízení je závislost na jediném dodavateli obecně nepříznivý stav, a proto vznikla snaha navrhnout jaderné palivo pro výzkumné jaderné zařízení, které by bylo možné vyrobit v jiném státu.

V předcházející bakalářské práci je předběžně navrženo deskové jaderné palivo nazvané MTR-VR. Název tohoto nově navrženého paliva je zvolen z důvodu typu paliva Materials Testing Reactor (MTR), a místa jeho využití, školním reaktoru VR-1. Zjednodušeně navržené deskové palivo MTR-VR se podle již provedeného předběžného neutronického bezpečnostního hodnocení z výzkumného úkolu jeví jako vhodný potenciální kandidát na výměnu momentálně používaného IRT-4M. V diplomové práci je proveden finální návrh deskového paliva MTR-VR a jeho bezpečnostní hodnocení.

Bezpečnostní hodnocení je podle Bezpečnostního návodu SÚJB [41] definováno jako *„analýza, která modeluje průběh odezvy jaderné elektrárny nebo její části na postulované iniciační události nebo scénáře vznikající za předem definovaných provozních stavů, prováděná s použitím definovaného souboru předpokladů analýzy a kritérií přijatelnosti. Analýzou se prokazuje splnění kritérií přijatelnosti a tím i stanovených bezpečnostních cílů. Existují dva základní typy analýzy bezpečnosti, deterministická bezpečnostní analýza a pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti.“*

Deterministická bezpečnostní analýza je analýza, která modeluje odezvu jaderného zařízení na postulovanou iniciační událost [41]. Pro každou specifickou část analýzy se použije odpovídající soubor předpokladů a kritérií přijatelnosti. Analýzy jsou obvykle zaměřeny na neutronové, termohydraulické, termomechanické, materiálové a radiační aspekty bezpečnosti. Každá z těchto oblastí je analyzována různými výpočetními kódy. Výpočty se obvykle provádějí pro předem určené provozní režimy a provozní stavy a jim odpovídající iniciační události a scénáře, které zahrnují postulované události abnormálního provozu, postulované základní projektové nehody, vybrané rozšířené projektové podmínky a těžké havárie. Výsledkem bezpečnostních výpočtů jsou prostorové a časové průběhy fyzikálních veličin. Jsou jimi např. hustota toku neutronů, tepelný výkon, tlak, teplota, průtok chladiva, napětí v konstrukčních materiálech, fyzikální a chemické složení, koncentrace radionuklidů atd. V případě posouzení radiačních následků též dávky ozáření pracovníků jaderného zařízení nebo veřejnosti v okolí jaderného zařízení. Deterministickou bezpečnostní analýzou se prokazuje splnění kritérií přijatelnosti nebo (obecněji) stanovených bezpečnostních cílů.

Pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti je analýza, která systematicky a komplexně oceňuje riziko provozu jaderného zařízení [40]. Výsledkem první úrovně pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (PSA-1) v případě jaderného zařízení s jaderným reaktorem je určení frekvence vážného poškození jaderného paliva. Výsledkem druhé úrovně pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (PSA-2) je stanovení frekvence úniků radioaktivních látek do okolí jaderného zařízení. V souladu s aktuálním stavem vědy a techniky se v budoucnu předpokládá použití třetí úrovně pravděpodobnostního hodnocení bezpečnosti (PSA-3), které vyhodnocuje následky úniků radioaktivních látek do okolí jaderného zařízení, přičemž posuzuje všechny typy následků, tedy vliv uniklých radioaktivních látek na obyvatelstvo, životní prostředí i ekonomické následky.

---

<sup>1</sup>Výzkumné jaderné zařízení je v dalším textu někdy označováno termínem výzkumný reaktor, který se často používá v praxi, ale česká legislativa ho nezná.

Definice bezpečnostního hodnocení hovoří o jaderných elektrárnách nebo jejich částí. V české legislativě se bezpečnostní analýzy vztahují na všechna jaderná zařízení (tj. jaderné elektrárny nebo výzkumná jaderná zařízení). Při deterministickém bezpečnostním hodnocení výzkumných jaderných zařízení se zanedbatelným, tzv. nulovým, výkonem se problematika bezpečnostních analýz značně redukuje na oblasti neutronové a termohydraulické. Termomechanické, strukturální a radiační aspekty jsou u výzkumného jaderného zařízení s nulovým výkonem zanedbatelné. Pravděpodobnostní hodnocení bezpečnosti je pro reaktor nulového výkonu nevýznamné ve všech třech úrovních. Z toho plyne, že v případě školního reaktoru VR-1 má smysl analyzovat pouze neutroniku a termohydrauliku deterministickým přístupem.

Hlavním cílem diplomové práce je dokončit návrh deskového paliva MTR-VR a zhodnotit, že je vyhovující pro využití na školním reaktoru VR-1 z neutronického a termohydraulického hlediska. Finální návrh deskového paliva je proveden v kapitole 1. Komplexní neutronové bezpečnostní hodnocení aktivní zóny s nově navrženým deskovým palivem je náplní kapitoly 2. Kapitola 3 je rešeršní a čtenář je v ní seznámen s bezpečnostním hodnocením jaderného paliva a aktivní zóny na školním reaktoru VR-1 z pohledu termohydrauliky. Zjednodušené termohydraulické bezpečnostní hodnocení aktivní zóny reaktoru VR-1 s deskovým palivem MTR-VR je provedeno v kapitole 4. Pro neutronické bezpečnostní analýzy je v diplomové práci použit stochastický výpočetní kód Serpent a pro termohydraulické bezpečnostní analýzy aktivní zóny s deskovým palivem je použit integrální kód RELAP5.

# 1 Návrh deskového paliva MTR-VR

Zjednodušeným návrhem deskového paliva MTR-VR a předběžného neutronického bezpečnostního hodnocení se již zabývaly bakalářská práce *Potenciální náhrada jaderného paliva IRT-4M školního reaktoru VR-1 jiným palivem* [5] a výzkumný úkol *Návrh nového deskového paliva pro školní reaktor VR-1* [4], na které diplomová práce úzce navazuje. V diplomové práci jsou poznatky o problematice vhodnosti návrhu deskového paliva MTR-VR prohloubeny, doplněny a v mnohých oblastech rozšířeny. Z důvodu ucelenosti problematiky návrhu a bezpečnostního hodnocení deskového paliva MTR-VR jsou výsledné poznatky z [4] a [5] shrnuty v kapitole 1.1.

## 1.1 Zjednodušený návrh paliva MTR-VR

V bakalářské práci byla mimo jiné zkoumána jaderná paliva, které jsou momentálně používána na výzkumných reaktorech ve světě. Pozornost byla věnována způsobu dělení jaderných paliv. Jaderná paliva jsou dělena podle izotopického složení, chemické formy, obohacení, vzájemného uspořádání paliva a moderátoru a geometrie. Bylo posouzeno, které parametry by jaderné palivo pro školní reaktor VR-1 mělo mít. Tyto parametry jsou shrnuty v Tab. 1. Trubková geometrie potenciálně nového jaderného paliva byla vyřazena, neboť jediný výrobce tohoto druhu jaderných paliv je ruská firma TVEL.

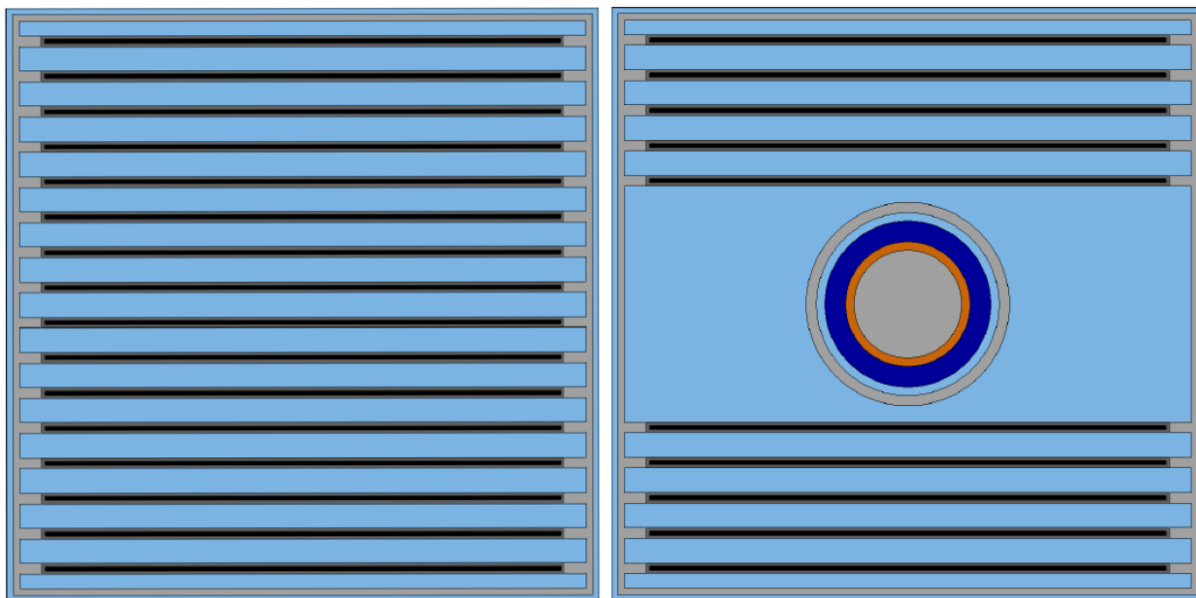
Tab. 1: Parametry jaderného paliva vhodného pro výměnu na reaktoru VR-1 [5]

parametr	hodnota
typ izotopu	$^{235}\text{U}$
chemická forma	oxidická, hliníková, křemíková
obohacení	< 20 %
rozložení paliva a moderátoru	heterogenní
geometrie	desková, proutková
potenciální dodavatel	CERCA, INVAP, KAERI, CIAE

V bakalářské práci byla provedena rešerše aktuálních trendů v jaderných palivech výzkumných reaktorů. V souvislosti s programem The Reduced Enrichment for Research and Test Reactors (RERTR) globální iniciativy Global Threat Reduction Initiative (GTRI) je snaha provozovat výzkumná jaderná zařízení s nízkou obohacením palivem, a tak snížit potenciální možnost zneužití a omezit uvolněnou radioaktivitu jaderného paliva během doby skladování. Dalším trendem jaderných paliv pro výzkumné reaktory je zvyšování hustoty uranu v palivové směsi a kombinace s jiným prvkem, nejčastěji molybdenem [46].

Poznatky zjištěné o jaderných palivech používaných na výzkumných reaktorech v rešeršní části byly použity ke zvolení jaderného paliva MNR jako inspiraci vhodného paliva pro reaktor VR-1. Jaderné palivo MNR je využíváno na kanadském výzkumném jaderném reaktoru McMaster o výkonu 5 MW [43]. Jaderné palivo MNR je deskové, křemíkové a jeho uranová hustota je  $4,8 \text{ g/cm}^3$  [11]. Obohacení paliva MNR je 19,75 % a je řazeno do skupiny jaderných paliv typu MTR. Jaderné palivo používané na výzkumném reaktoru McMaster by na školním reaktoru VR-1 nebylo možné použít, a to z několika následujících důvodů. Vnější plášť obálky palivového článku, mezera a rozteč sousedních palivových článků (PČ) jaderného paliva MNR mají jiný rozměr než v případě paliva IRT-4M a palivo MNR není kompatibilní s absorpčními tyčemi UR-70, které jsou na reaktoru VR-1 používány pro řízení reaktivity. Kvůli zmíněným důvodům bylo navrženo zcela nové jaderné palivo pro školní reaktor VR-1 (MTR-VR). Jaderné palivo MTR-VR má změněnou geometrii, ale zachovává materiálové složení jaderného paliva MNR. Horizontální řez

zjednodušeným plným palivovým článkem MTR-VR-16 a článkem s absorpční tyčí UR-70 MTR-VR-10 jaderného paliva MTR-VR je na Obr. 1.



Obr. 1: Horizontální řez plným palivovým článkem MTR-VR-16 (vlevo) a palivovým článkem s absorpční tyčí MTR-VR-10 (vpravo) navrženými ve [5]

Čísla v názvech palivových článků reprezentují počet palivových destiček. Jedna palivová destička má rozměry  $0,51 \times 62,3 \times 600$  mm a obsahuje 18 g  $^{235}\text{U}$ . Pokrytí je tvořeno slitinou AG3NE s hustotou  $2,7 \text{ g/cm}^3$ . Přesné izotopické složení paliva i pokrytí bylo převzato z [11].

Návrh palivových článků na Obr. 1 byl zjednodušený, navržena byla pouze aktivní část článků, tzn. kde se v horizontálním řezu nachází palivo. Zanedbaná byla horní a dolní koncovka palivových článků. Stejným způsobem byl i zjednodušen model absorpční tyče UR-70. Byla namodelována jen ta část, kde se nachází kadmiový plech. Izotopické složení absorpční tyče UR-70 použité ve zjednodušeném návrhu paliva MTR-VR přesně odpovídá izotopickému složení používanému v oficiálním nástroji pro výpočty aktivní zóny školního reaktoru VR-1 s palivem IRT-4M. Tento výpočetní nástroj je na Katedře jaderných reaktorů tradičně nazýván SerpentAZ [31]. Vedení absorberu s kruhovým průřezem bylo také navrženo zjednodušeně. Další zjednodušení palivových článků bylo v uchycení destiček k obálce palivových článků. Pro přehlednost je porovnání základních parametrů zjednodušeného paliva MTR-VR navrženého v [5] a aktuálně používaného jaderného paliva IRT-4M uvedeno v Tab. 2. Z Tab. 2 vyplývá, že ačkoliv jsou geometrie i izotopické složení obou jaderných paliv odlišné, tak násobící schopnosti plného palivového článku MTR-VR-16 a osmitrubkového palivového článku paliva IRT-4M jsou v nekonečné mříži podobné.

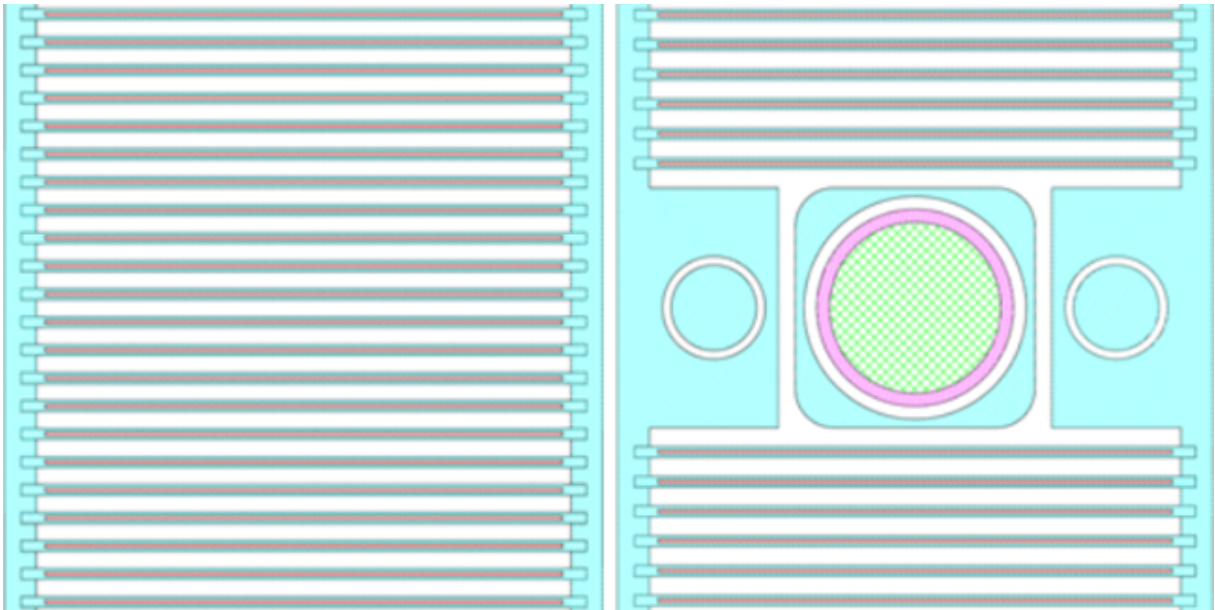


Tab. 2: Srovnání vybraných parametrů paliv MTR-VR a IRT-4M [11], [48]

jaderné palivo	MTR-VR	IRT-4M
potenciální dodavatel	CERCA, INVAP, KDI	TVEL
průřez článku	čtvercový	čtvercový
umístění v AZ	vertikálně	vertikálně
palivová část	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub>	Al + UO <sub>2</sub>
obohacení	19,75 %	19,70 %
hustota uranu	4,8 g/cm <sup>3</sup>	3,0 g/cm <sup>3</sup>
pokrytí	slitina AG3NE	slitina SAV-1
geometrie paliva	desky	trubky
aktivní část	600 mm	600 mm
tloušťka obálky PČ	1,6 mm	1,6 mm
tloušťka palivové části	0,51 mm	0,70 mm
tloušťka pokrytí z každé strany	0,38 mm	0,45 mm
mezera mezi deskami/trubkami	2,97 mm	1,35 mm
mezera mezi PČ	1,5 mm	1,5 mm
celkové množství <sup>235</sup> U v článku	MTR-VR-16: 288,0 g MTR-VR-10: 180,0 g	čtyřtrubkový PČ: 200,5 g šestitubkový PČ: 263,8 g osmitubkový PČ: 300,0 g
násobící schopnost v ∞ mříži	1,51527 ± 0,00087	1,52681 ± 0,00036

Všechny neutronické výpočty zjednodušeného deskového paliva byly provedeny ve výpočetním kódu Serpent (verze 2.1.31) s knihovnou jaderných dat ENDF/B-VIII. V bakalářské práci byla následně sestavena první předběžná aktivní zóna se zjednodušeným palivem MTR-VR a byly zkoumány neutronově-fyzikální charakteristiky. Byly provedeny kalibrační výpočty vstupních parametrů výpočtu, citlivostní analýzy obohacení, hustoty paliva a hustoty pokrytí. V předběžné aktivní zóně byl nalezen kritický stav, byly určeny váhy absorpčních tyčí a byl zkoumán vliv otočení vybraných palivových článků na reaktivitu.

Většina evropských výzkumných jaderných zařízení se středním výkonem je v posledních letech provozována pouze s jedním druhem jaderného paliva. U těchto reaktorů je očekávána diverzifikace dodavatelského řetězce paliva. Pro výzkumné reaktory je hledána alternativa k současnému monopolnímu poskytovateli jaderných paliv, ruské firmě TVEL. Výsledkem snažení této iniciativy byl návrh nového deskového paliva Flat Plate Fuel Assembly (FPFA) pro střeoevropské výzkumné reaktory. Vyvinuty byly dva druhy palivových článků. Plný palivový článek Standard Fuel Assembly (SFA) a palivový článek s absorpční tyčí Controlled Fuel Assembly (CFA). Horizontální řezy oběma typy palivových článků jaderného paliva FPFA jsou vykresleny na Obr. 2. Srovnáním s jaderným palivem MTR-VR na Obr. 1 lze vidět, že návrhy jsou si navzájem velmi podobné. V geometrii se liší především palivové články s absorpční tyčí. Palivový článek CFA obsahuje dva hliníkové vytěsnitele, které zamezují vzniku výrazně přemoderovaných oblastí. Tématem optimalizace plného palivového článku i článku s absorpční tyčí paliva MTR-VR byl věnován navazující výzkumný úkol. Seznámení s projektem bylo provedeno až po návrhu jaderného paliva MTR-VR a návrh paliva MTR-VR nebyl tímto projektem nijak ovlivněn.



Obr. 2: Horizontální řez palivovým článkem SFA (vlevo) a CFA (vpravo) [47]

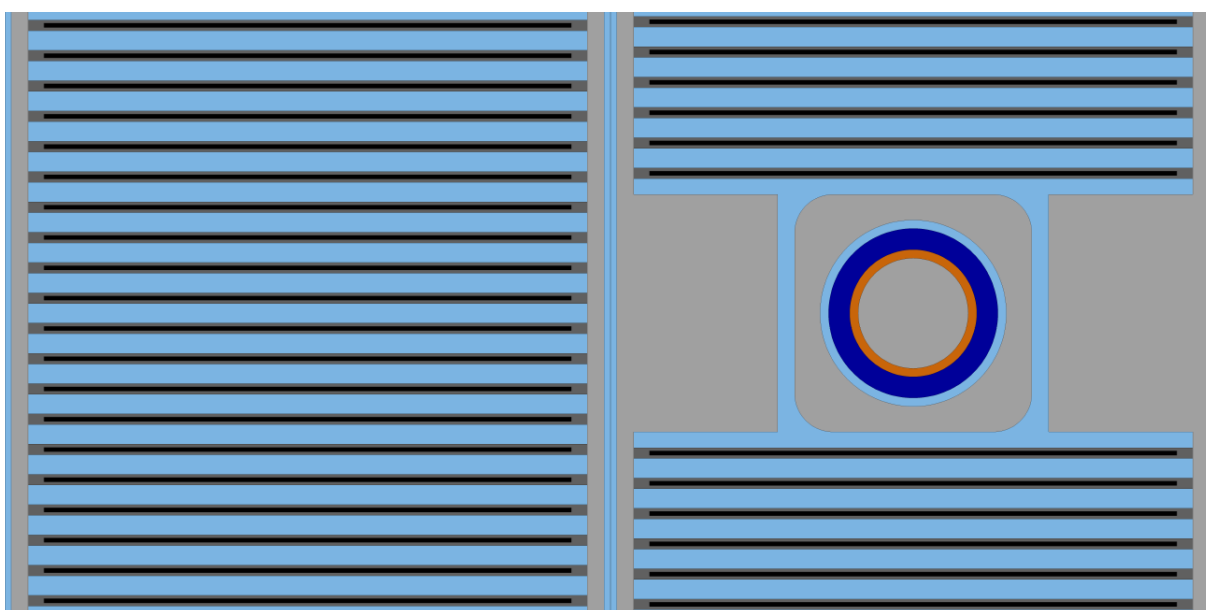
Ve výpočetní části výzkumného úkolu [4] bylo nejprve provedeno zpřesnění jaderného paliva MTR-VR a aktivní zóny reaktoru VR-1. Palivový článek byl zpřesněn tak, že je nyní tvořen dvěma protilehlými kovovými deskami. Dále byl upraven způsob, jakým jsou palivové destičky připevněny ke konstrukci palivového článku. Způsob uchycení nyní odpovídá stylu připevnění většiny deskových jaderných paliv provozovaných na výzkumných reaktorech. Byla prodloužena koncovka palivových článků, aby dosedala na nosnou mříž aktivní zóny. Bylo rozhodnuto, že není nutné modelovat horní koncovku palivových článků. Jelikož jsou tyto komponenty palivových článků tvořeny z neutronicky neutrálního materiálu (hliník) a nacházejí se mimo palivovou část aktivní zóny, není nutné je pro účely práce uvažovat.

Zpřesněna byla i aktivní zóna, respektive byly do ní přidány vybrané komponenty, které mají vliv na reaktivitu. Jedná se o model nosné mříže, model vedení absorbéru a absorpční tyče UR-70 byly protaženy nad aktivní zónu při pozicích mimo dolní koncovou polohu (DKP). Do modelu s palivem MTR-VR byly přidány vertikální experimentální kanály o průměrech 14, 25, 32 a 56 mm. Vertikální kanál o průměru 90 mm nebyl modelován, protože je na reaktoru používán jen velmi málo. Parametry geometrie a materiálového složení komponent aktivní zóny byly převzaty z [31].

Hlavním cílem výpočetní části výzkumného úkolu bylo zajistit optimalizaci plného palivového článku MTR-VR-16 a palivového článku se středovou vodní mezerou MTR-VR-10. Prvním krokem bylo zajistit optimální rozměry palivové vrstvy, pokrytí a počtu palivových destiček, respektive velikost vodních mezer mezi destičkami, v článku. Rešerše deskových paliv používaných ve světě ukázala, že optimální rozměry palivové destičky jsou 0,51 mm pro palivovou vrstvu a 0,38 mm pro pokrytí. Podrobné zdůvodnění výběru těchto rozměrů lze nalézt v [4].

Pro počet palivových destiček v plném palivovém článku je nutné z hlediska jaderné bezpečnosti zajistit, aby celkový teplotní koeficient reaktivity reaktoru byl záporný. Tohoto jevu je dosahováno tehdy, když je aktivní zóna jako celek podmoderována. Z provedených výpočtů ve výzkumném úkolu bylo prokázáno, že plný palivový článek MTR-VR-16 byl přemoderovaný. Bylo nutné upravit počet palivových destiček a tím i mezeru mezi jednotlivými destičkami. Z vykreslení závislosti koeficientu násobení na vodo-uranovém poměru bylo usouzeno, že optimální moderace bylo dosaženo při osmnácti až devatenácti

palivových destičkách v článku. Optimální počet palivových destiček v plném palivovém článku je dvacet z důvodu dostatečné bezpečnostní rezervy od oblasti přemoderování. Byl uplatněn konzervativní přístup. Pro palivový článek se středovou vodní mezerou byl zvolen takový počet palivových destiček, aby vodní oblast mezi jednotlivými destičkami odpovídala velikosti vodních mezer plného článku. Provedené analýzy prokázaly, že palivový článek se středovou vodní mezerou byl stále přemoderovaný. Tento problém byl vyřešen tím, že do středové vodní mezery byly vloženy dva hliníkové vytěsnitele podobně jako v případě paliva FPFA na Obr. 2. Byly testovány vytěsnitele plné a duté vyplněné vzduchem a vodou pro případ netěsnosti povrchu vytěsnitele. Palivový článek s plným vytěsnitelem byl zvolen jako nejoptimálnější, i přes jeho vysokou hmotnost (4,3 kg), která by mohla způsobit problémy s manipulacemi. Původní názvy palivových článků MTR-VR-16 a MTR-VR-10 byly ze zmíněných důvodů změněny na MTR-VR-20 a MTR-VR-12 podle počtu destiček v nich obsažených. Horizontální řez plným palivovým článkem a palivovým článkem s absorpční tyčí UR-70 je na Obr. 3.



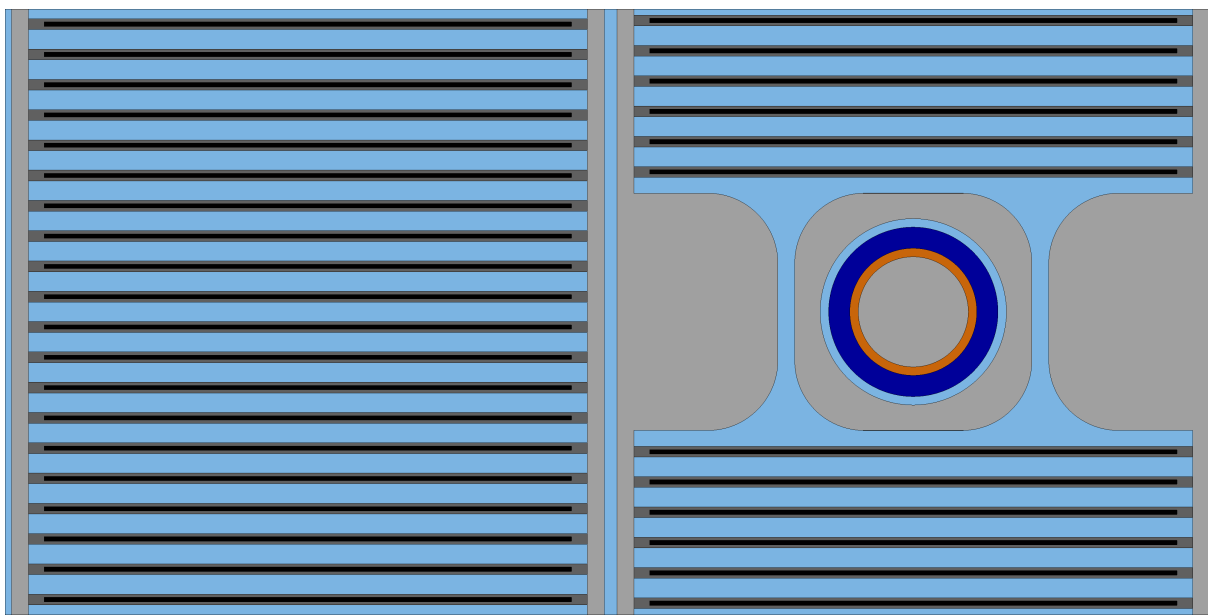
Obr. 3: Horizontální řez palivovým článkem MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 (vpravo) [4]

S upraveným palivem MTR-VR byla navržena aktivní zóna. Byla označena jako předběžná D-1 a její přesnou konfiguraci je možné dohledat na str. 38 v [4]. Palivové články byly skládány šachovnicovým způsobem. Díky tomuto uspořádání je zajištěno vyšších reaktivit při stejném množství použitého paliva. S navrženou aktivní zónou byly počítány základní neutronově-fyzikální charakteristiky, byl nalezen kritický stav a bylo prokázáno, že základní provozní hodnoty předběžné aktivní zóny D-1 byly splněny.

Provedené výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik ve výzkumném úkolu potvrzují, že deskové palivo MTR-VR je vhodný kandidát pro výměnu jaderného paliva IRT-4M na školním reaktoru VR-1. Jaderné palivo MTR-VR bylo podrobena testování a bylo prokázáno, že splňuje limity a podmínky pro bezpečný provoz reaktoru VR-1. Pro komplexní posouzení vhodnosti návrhu paliva MTR-VR je potřeba ještě provést další zpřesnění návrhu a detailní bezpečnostní analýzy, které jsou provedeny v diplomové práci.

## 1.2 Zpřesnění návrhu paliva MTR-VR a modelu aktivní zóny

Návrh deskového paliva MTR-VR z výzkumného úkolu byl dále zpřesňován. Model vedení absorbéru byl upraven tak, aby souhlasil s modelem, který je aktuálně používán pro výpočty aktivní zóny s palivem IRT-4M [31]. Geometrie vedení absorbéru je čtvercová se zaoblenými rohy. Řez čtverce má stranu délky 28 mm a zaoblení rohů má poloměr 8,25 mm. Dalším aspektem v geometrii, který bylo potřeba změnit, byly hliníkové vytěsnitele. Obdélníková geometrie znázorněná na Obr. 3 je nevhodná z několika důvodů. Prvním je skutečnost, že při manipulacích s palivovými články jsou veškeré ostré hrany potenciálně nebezpečné jak pro obsluhující personál, tak i pro palivové články. Dále bylo potřeba zohlednit skutečnost, že kolem hliníkových vytěsnitelů se nachází voda, která slouží jako moderátor a chladivo. V obecné tekutině, jakožto i ve vodě, se v okolí ostrých hran tvoří turbulentní proudění a zhoršuje se průtok touto oblastí. Z těchto důvodů byla obdélníková geometrie vytěsnitelů nahrazena obdélníkovou geometrií se zaoblenými rohy, která se nachází blíže středové vodní mezery. Poloměr zaoblení je stejně jako v případě vedení absorbéru roven 8,25 mm. Vodní mezera mezi hliníkovými vytěsniteli a vedením absorbéru byla zvolena tak, aby byla shodná s vodní mezerou mezi vytěsniteli a palivovou destičkou nejbližší středu palivového článku. Závěrečný návrh obou typů palivových článků jaderného paliva MTR-VR je zobrazen na Obr. 4 a je použit pro všechny následující neutronické výpočty v diplomové práci.



Obr. 4: Závěrečný návrh palivového článku MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 s absorpční tyčí UR-70 (vpravo)

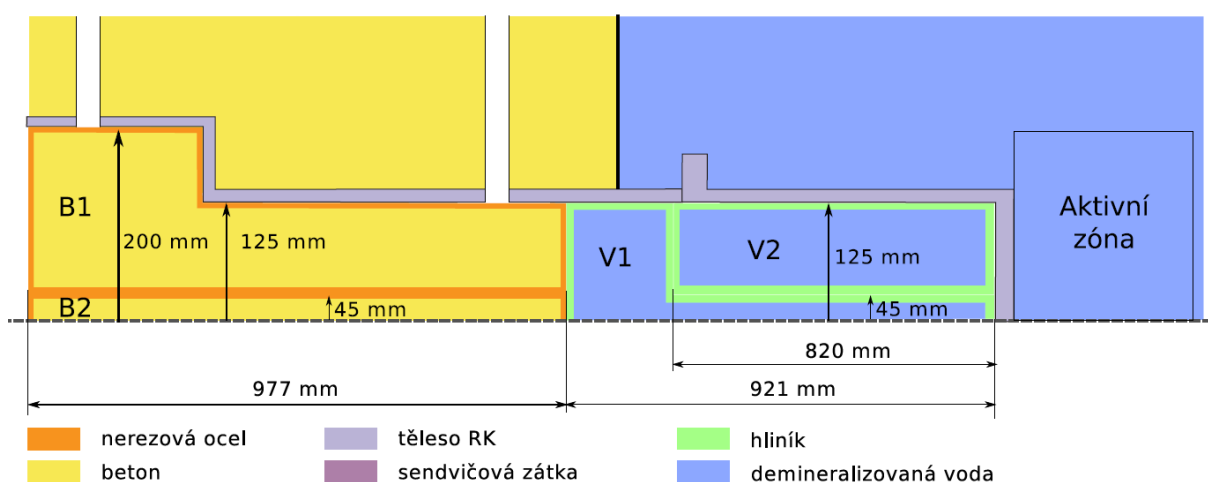
Po dokončení závěrečného návrhu deskového paliva MTR-VR bylo nutné ještě provést zpřesnění modelu aktivní zóny reaktoru VR-1. Na školním reaktoru VR-1 je používáno experimentální vybavení pro různé demonstrace fyzikálních jevů probíhajících v aktivní zóně reaktoru. Inventář experimentálního vybavení školního reaktoru VR-1 je popsán v [28]. Pro model aktivní zóny v kódu Serpent nebylo nutné všechny komponenty a experimentální vybavení aktivní zóny modelovat. Bylo analyzováno, které komponenty reaktoru VR-1 mají zásadní vliv na neutronické chování aktivní zóny, a je vhodné je do modelu zahrnout, a které v modelu aktivní zóny být zahrnuty nemusí. Přehled experimentálního vybavení reaktoru VR-1, jeho využití a relevance, zda ho má smysl do modelu zařadit je v Tab. 3.

Tab. 3: Inventář experimentálního vybavení reaktoru VR-1 a jeho relevance pro model aktivní zóny [28]

experimentální vybavení	popis	relevance v modelu
vertikální kanály	suché experimentální kanály, $\varnothing$ : 10, 24, 25, 32, 56 a 100 mm	ano
horizontální radiální kanál	experimentální kanál, zasahuje do aktivní zóny	ano
horizontální tangenciální kanál	experimentální kanál, mimo oblast aktivní zóny	ne
zavážecí vůz	manipulace se zátkami, mimo reaktorovou nádobu	ne
rychlouzávěr a měřicí box	pro experimenty v horiz. kanálech, stínící uzávěr horizontálních kanálů	ne
bublinky	studium vlivu bublinkového varu, koncovka pod palivovým článkem	ne
hopík	studium dynamiky reaktoru, vert. kanál s pouzdem na vzorek	ne
rotační oscilátor	studium dynamiky reaktoru, vert. kanál s kadmiovým absorbátorem	ne
potrubní pošta	odesílání vzorků do aktivní zóny, koncovka zasahuje do aktivní zóny	ano
smyčka	měření teplotních a dutinových efektů, mimo oblast aktivní zóny	ne
palivový proutek EK-10	měření vlivu štěpných materiálů na reaktivitu	ne
palivové makety	vymezují prázdnou pozici v aktivní zóně	ne
reflektorové bloky	grafitové jedno, dvou a čtyřbloky, beryliové jednobloky	ne
detektory neutronů	měření hustoty toku neutronů v i mimo oblast aktivní zóny	ano
manipulační prostředky	manipulace s palivem a absorbátory	ne

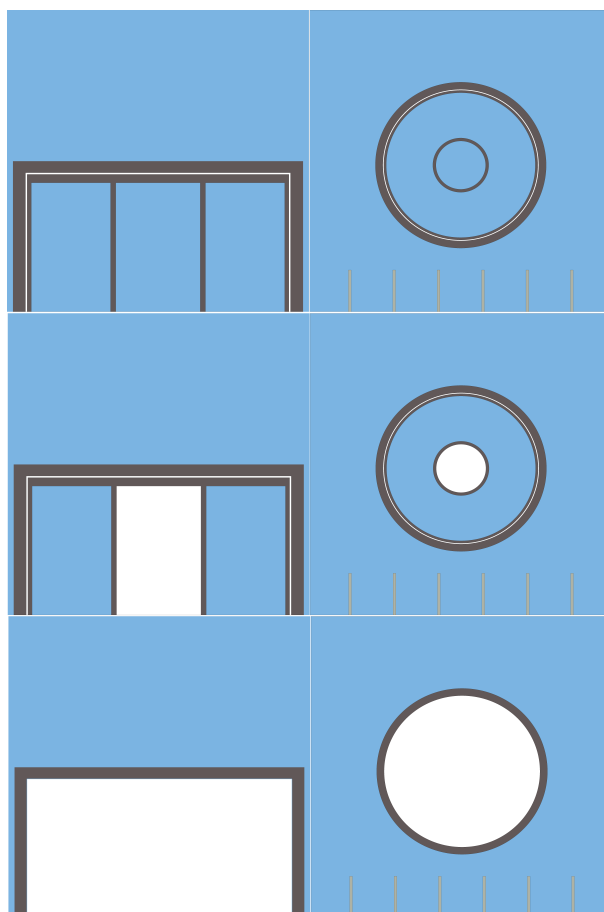
Pro výpočetní model školního reaktoru s palivem MTR-VR je relevantní horizontální radiální kanál, potrubní pošta a detektory neutronů (mimo vybavení, které již bylo modelováno). Další vybavení reaktoru VR-1 se buď nachází mimo aktivní zóny, nebo je určeno na specifické experimentální úlohy, které v diplomové práci nebyly modelovány a analyzovány. Vertikální experimentální kanály o průměrech 10 a 100 mm jsou na reaktoru VR-1 používány jen velmi zřídka. Palivové proutky EK-10 a reflektorové bloky nejsou v aktivní zóně s palivem MTR-VR obsaženy. Palivové makety jaderného paliva MTR-VR byly již modelovány v rámci bakalářské práce, ale ve finální aktivní zóně nebyly zahrnuty. Pro experimentální vybavení reaktoru VR-1, které je z neutronického hlediska označeno jako relevantní, je popsán postup modelování v aktivní zóně s palivem MTR-VR.

Horizontální radiální kanál (HRK) je neoddelitelná součást stínění a reaktorové nádoby. Vnitřní průměr HRK je 250 mm s možnou redukcí na 90 mm. Čelo HKR doléhá ke koši aktivní zóny a koncová část zasahuje do první řady mříže aktivní zóny. Vnější části HRK, které se nacházejí v nádobě H01, jsou vyrobeny z hliníku. Když není HRK využíván pro účely experimentů, je uzavřen systémem zátek radiálního kanálu. K dispozici jsou tři zátky vodního stínění (V1, V2 a V3). Zátka je možné kombinovat v závislosti na potřebné konfiguraci HRK. Vertikální řez HRK včetně hlavních rozměrů a zátkami V1 a V2 je na Obr. 5. Zátka V3 odpovídá rozšířené části zátky V1 s centrálním otvorem o vnitřním průměru 90 mm. Část HRK, která se nachází v betonovém stínění reaktoru lze uzavřít betonovými zátkami. Jsou tvořeny pláštěm z nerezové oceli a jsou vyplněny barytovým betonem - zátky B1 a B2. Jedná se o stejný materiál, ze kterého je tvořeno stínění reaktoru. Zátka B2 lze ze zátky B1 vyjmout a průměr radiálního kanálu lze redukovat na 90 mm. Zátka HRK jsou proti vypadnutí z kanálu zajištěny připojeným rychlouzávěrem nebo zamykatelnou závorou.



Obr. 5: Schématický vertikální řez horizontálním radiálním kanálem [28]

V modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR by mělo jen malý význam modelovat celý horizontální radiální kanál. Důležitá je z pohledu neutroniky jen ta část radiálního kanálu, která se nachází blízko aktivní zóny. Oblast blízka aktivní zóně, má rozměr nejvíce pěti difúzních délek tepelného neutronu ve vodě. Difúzní délka tepelného neutronu při teplotě 20 °C je rovna 2,56 cm [18]. Model aktivní zóny s palivem MTR-VR je tvořen mříží 8 × 8 s roztečí 7,15 cm. Z důvodu studia vlivu HRK na neutroniku aktivní zóny byla mříž rozšířena na rozměry 9 × 9. Tímto způsobem byla rozšířena oblast kolem paliva na minimálně 14,3 cm na každý směr. Radiální kanál byl namodelován podle geometrie na Obr. 5 a materiálového složení dostupného z [31]. Koncová část HRK je tvořena hliníkovým víkem, které odděluje demineralizovanou vodu z nádoby H01 a vodu, případně vzduch z radiálního kanálu. Model je mírně zjednodušen, není do něj zahrnuta vzduchová mezera mezi jednotlivými zátkami. Mezera je malých rozměrů, takže provedené zjednodušení má zanedbatelný vliv na neutronické chování systému. Schématické modely horizontálních a vertikálních řezů se všemi kombinacemi zátek radiálního kanálu jsou na Obr. 6. Na vertikálních řezech na Obr. 6 (vpravo) jsou v dolních částech viditelné řezy nosnou mříží aktivní zóny, protože koncová část HRK se nachází těsně nad nosnou mříží.

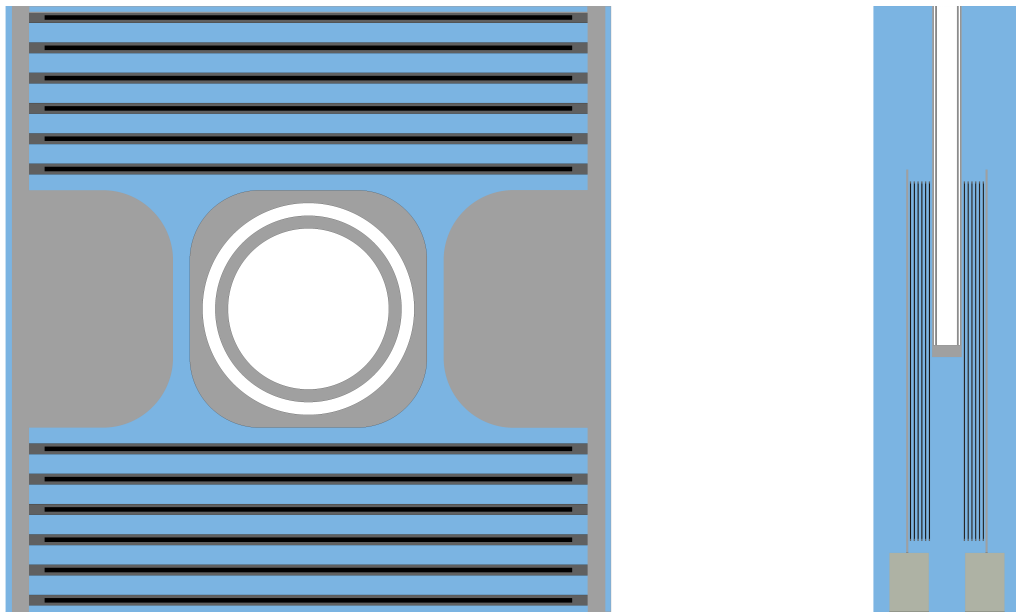


Obr. 6: Model horizontálního radiálního kanálu: uzavřený kanál (nahore), redukováný kanál o  $\varnothing$  90 mm (uprostřed) a otevřený kanál o  $\varnothing$  250 mm (dole)

Potrubní pošta (PP) je určena k odesílání vzorků, které jsou uloženy ve speciální kapsli z koncových stanic do suchého kanálu uloženého v aktivní zóně (většinou umístěná blízko středu AZ), a po ozáření zajišťuje jejich přenos zpět do koncových stanic. Koncové stanice jsou dvě, jedna se nachází z boku stínění reaktoru a druhá je umístěna v laboratoři neutronové aktivační analýzy. Pohon kapslí uvnitř potrubní pošty je zajištěn stlačeným vzduchem. Přepavní potrubí mezi koncovými stanicemi a suchým kanálem v aktivní zóně je tvořeno spirálovou PVC hadicí. Suchý kanál vkládaný do aktivní zóny má kruhový průřez a je řešen způsobem trubka v trubce. Kanál lze v případě paliva IRT-4M vložit do čtyřtrubkového a šestitrubkového palivového článku, případně i do obrysové makety nebo prázdné pozice aktivní zóny. Kompletní popis experimentálního vybavení potrubní pošty lze nalézt v [51].

Geometrie a materiálové složení koncovky potrubní pošty byly do modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR převzaty z [31]. Potrubní pošta je kompatibilní s palivovým článkem MTR-VR-12, případně může být umístěna i samostatně. Do palivového článku je umístěna tak, že je zakončena ve vertikálním smyslu uprostřed. Okolo potrubní pošty se nachází vedení absorbéru stejným způsobem jako v případě absorpční tyče UR-70. Horizontální a vertikální řez potrubní poštou umístěnou v palivovém článku MTR-VR-12 je na Obr. 7.





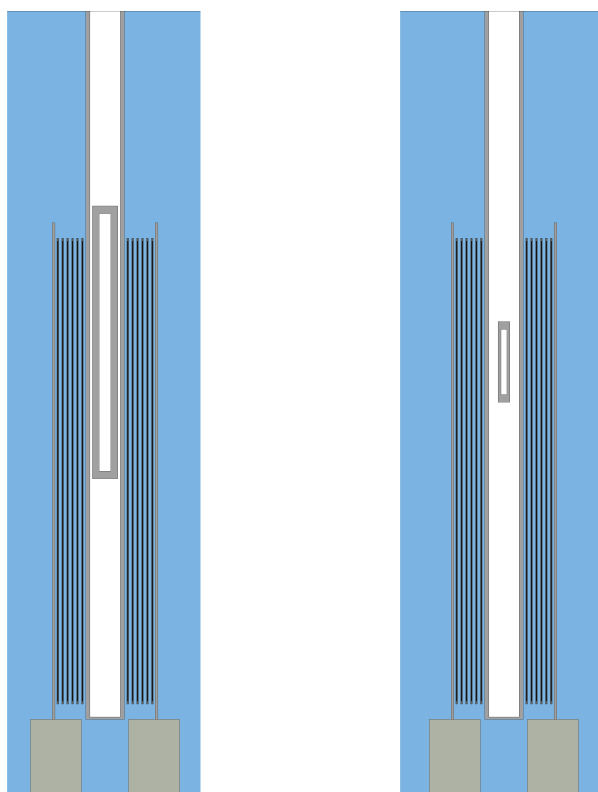
Obr. 7: Horizontální a vertikální řez potrubní poštou v palivovém článku MTR-VR-12

Dalším relevantním experimentálním vybavením z pohledu neutroniky jsou detektory neutronů. Detektory neutronů jsou používány pro měření hustoty toku neutronů, která je používána k určení dalších veličin důležitých z pohledu provozu reaktoru. Detektory neutronů na školním reaktoru VR-1 je možné rozdělit do dvou skupin na detektory provozního měření výkonu (PMV) a na ostatní detektory. Detektory PMV jsou zavěšeny v provozních kanálech o průměru 56 mm na pevné tyči, která umožňuje provádět nastavení výšky detektoru v aktivní zóně. Na teflonovém závěsu je uložena ionizační komora, která je připojena dvěma koaxiálními konektory. Ostatní detektory jsou určeny pro měření v pulsním nebo proudovém režimu. Do aktivní zóny jsou vkládány skrz suché vertikální kanály. Jakákoliv manipulace s detektorem v aktivní zóně ovlivňuje násobící schopnost, proto je nutné manipulace provádět pomalu a plynule. Pro standardní měření na reaktoru jsou používány detektory pracující v pulsním režimu. V pulsním režimu jsou používány proporcionální komory  $^3\text{He}$  Canberra DeXtray 0.5NH1, 12NH25 nebo 65NH45. Často jsou používány také borové koronové detektory SNM-10, SNM-11, SNM-12 a SNM-13. Při manipulacích je potřeba sledovat velikost rychlosti změny výkonu na pultu operátora. Všechny dostupné detektory používané na pracovišti reaktoru VR-1, jejich rozměry a charakteristiky lze nalézt v [28].

Do modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR byly přidány borové detektory SNM-10 a SNM-13. Byly vybrány z toho důvodu, že k detekci neutronu používají bor, což je materiál s vysokou hodnotou mikroskopického účinného průřezu pro absorpci. Borový detektor ovlivňuje reaktivitu soustavy více než héliové proporcionální komory. Detektory lze umístit do vertikálních experimentálních kanálů a slouží k měření nezávislé výkonové ochrany (NVO). Jelikož se v oficiálním výpočetním nástroji pro výpočty s palivem IRT-4M na reaktoru VR-1 nepoužívají, tak je jejich geometrie v modelu aproximována dutým válcem. Rozměr borového detektoru SNM-10 je 336 mm a průměr 18,5 mm. Velikost detektoru SNM-13 je 85 mm a průměr 8,5 mm. Jedná se o detektory typu B-lined, borový plíšek se nachází na vnitřním okraji uvnitř detektoru. V dostupné dokumentaci školního reaktoru VR-1 nebyla tloušťka borového plíšku nalezena. Rozměr borového plíšku byl převzat z výzkumného úkolu [36], kde se autor mimo jiné zabýval i problematikou výpočetního určení tloušťky borových plíšků. Z výzkumného úkolu bylo odečteno, že plíšek v borových detektorech má tloušťku 5  $\mu\text{m}$ . Borové detektory byly do vertikálních experimentálních



kanálů umístěny, jak je při provozu obvyklé, do horní části aktivní zóny. Vertikální řezy palivovými články MTR-VR-12 se suchými kanály a borovými detektory SNM-10 a SNM-13 jsou na Obr. 8. Borový plíšek je umístěn ve vnitřní dutině detektorů. Z důvodu jeho malé tloušťky není z obrázků zřetelný.



Obr. 8: Vertikální řez palivovým článkem MTR-VR-12 s detektorem SNM-10 (vlevo) a SNM-13 (vpravo)

Štěpné komory pro PMV modelovány nebyly z důvodu jejich umístění ve vertikálních experimentálních kanálech o průměru 56 mm, které se nacházejí mimo oblast aktivní zóny. Dalším důvodem je, že obsahují jen velmi malé množství vysoce obohaceného uranu (řádově miligramy), tudíž ovlivňují reaktivitu soustavy jen velmi málo.

## 2 Bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR z pohledu neutroniky

Deterministické bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR bylo v práci provedeno způsobem, kterým je standardně hodnoceno palivo IRT-4M na reaktoru VR-1. Neutronické bezpečnostní hodnocení (neutronově-fyzikální charakteristiky) bylo rozděleno do dvou částí. V první části byla detailně popsána konfigurace aktivní zóny D-1, množství a typ použitého paliva, umístění absorpčních tyčí a detektorů neutronů. V druhé části byly výpočtem stanoveny neutronově-fyzikální charakteristiky. Dále byly vyhodnoceny limitní podmínky pro bezpečný provoz reaktoru VR-1 aktivních zón podle [29]. Významem provádění výpočtů neutronově-fyzikálních charakteristik aktivní zóny bylo mimo jiné zajištění, že aktivní zóna byla navržena v souladu se zásadami jaderné bezpečnosti. Výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik vycházejí z požadavků platné české legislativy [6], [7] a doporučení Státního úřadu pro jadernou bezpečnost (SÚJB) [42]. Třetí část neutronově-fyzikálních charakteristik, která je standardně součástí dokumentace, nebyla do diplomové práce zahrnuta, protože je zaměřena na experimentálně stanovené neutronově-fyzikální charakteristiky. Experimentální určení neutronově-fyzikálních charakteristik s palivem MTR-VR není možné prozatím provést, protože ještě nebylo vyrobeno.

### 2.1 Charakteristika aktivní zóny D-1

Aktivní zóna D-1 je první konfigurace aktivní zóny reaktoru VR-1 s finální verzí deskového paliva MTR-VR. Aktivní zóna D-1 obsahuje celkem deset plných palivových článků MTR-VR-20 a deset palivových článků MTR-VR-12. Aktivní zóna D-1 obsahuje čtyři vertikální experimentální kanály o průměru 56 mm pro detektory PMV, čtyři vertikální experimentální kanály různých průměrů pro detektory NVO a potrubní poštu. Kompletní přehled komponent aktivní zóny D-1 je uveden v Tab. 4. V Tab. 5 jsou uvedeny pozice absorpčních tyčí v aktivní zóně a v Tab. 6 pozice vertikálních experimentálních kanálů v aktivní zóně D-1. Schéma konfigurace aktivní zóny D-1 je znázorněno na Obr. 9

Tab. 4: Základní charakteristika aktivní zóny D-1

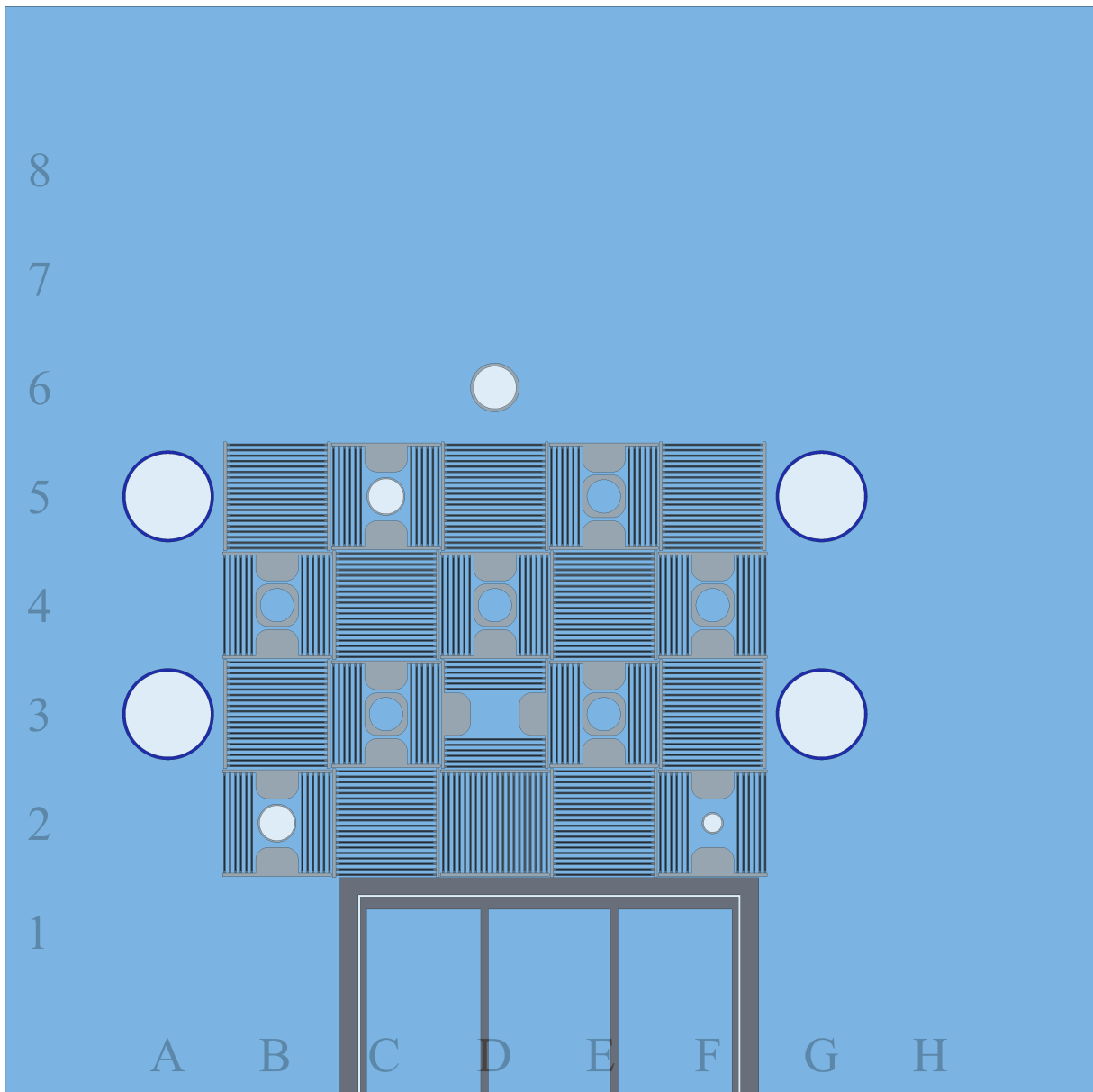
typ paliva	MTR-VR, obohacení 19,75 %
množství uranu celkem	29 278 g
množství $^{235}\text{U}$ celkem	5 782 g
celkový počet PČ	20
počet PČ MTR-VR-20	10
počet PČ MTR-VR-12	10
počet absorpčních tyčí	6
počet kanálů PMV	4
počet experimentálních vertikálních kanálů	4 + PP
moderátor/reflektor	$\text{H}_2\text{O}$ / $\text{H}_2\text{O}$

Tab. 5: Pozice absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1

absorpční tyč	B1	B2	B3	E1	E2	R1	R2
pozice	C3	D4	E3	F4	-	B4	E5

Tab. 6: Pozice experimentálních vertikálních kanálů v aktivní zóně D-1

kanál	PMV1	PMV2	PMV3	PMV4	NVO1	NVO2	NVO3	∅ 32 mm	PP
pozice	A3	A5	G3	G5	B2	C5	F2	D6	D3



Obr. 9: Schéma konfigurace aktivní zóny D-1

Horizontální řez byl veden dolní částí aktivní zóny, kde se nachází střed horizontálního radiálního kanálu. Oproti konfiguraci z [4] byla aktivní zóna D-1 zvětšena na  $9 \times 9$  pozic, aby byly zachyceny efekty HRK. Z důvodu řezu dolní polovinou aktivní zóny nejsou na Obr. 9 znázorněny detektory nezávislé výkonové ochrany a potrubní pošta, které jsou umístěny v horní polovině aktivní zóny. Aktivní zóna je šachovnicová, články jsou skládány střídavě s otočením o  $90^\circ$ . To zaručuje dosažení vyšších reaktivit za stejného množství paliva. Pozice pro potrubní poшту D3 byla zvolena z toho důvodu, protože se nachází blízko středu aktivní zóny a protože vzorky do ní vkládané potřebují dostatečnou hustotu toku neutronů pro účely ozařování. Kolem pozice D3 se nachází všechny tři bezpečnostní tyče, které jsou za provozu reaktoru v horní koncové poloze (HKP) a ovlivňují hustotu toku neutronů jen velmi málo. Na pozicích C2, D2 a E2 jsou plné palivové články MTR-VR-20

z důvodu těsné blízkosti HRK a jakýkoliv absorbátor v této oblasti by nepříznivě ovlivňoval hustotu toku neutronů v HRK. Experimentální kanály pro PMV jsou rovnoměrně umístěny kolem aktivní zóny jako u většiny předešlých konfigurací aktivních zón s palivem IRT-4M.

## 2.2 Neutronově-fyzikální charakteristiky související s určením koeficientu násobení

Výpočty neutronově-fyzikálních charakteristik aktivní zóny D-1 lze rozdělit do dvou skupin na výpočty spojené s určením efektivního koeficientu násobení  $k_{\text{ef}}$  a na výpočty rozložení hustot toku neutronů. Ve výpočtech spojených s určením  $k_{\text{ef}}$  byly určeny polohy tyčí při kritickém stavu, hodnoty efektivního podílu zpožděných neutronů  $\beta_{\text{ef}}$ , výpočty vah jednotlivých absorpčních tyčí, hodnoty podkritičnosti v případě odstaveného reaktoru, určení maximálního a provozního přebytku reaktivity, kompenzační schopnosti a rychlosti uvolnění reaktivity při pohybu jednotlivých absorpčních tyčí. Na základě výpočtů jsou sestaveny kalibrační křivky pro řídicí tyče, určen zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity moderátoru a zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity paliva.

Základní neutronově-fyzikální charakteristikou každého reaktoru je efektivní koeficient násobení  $k_{\text{ef}}$ . Efektivní koeficient násobení je definován jako podíl počtu neutronů v daném místě ve dvou po sobě následujících generacích [45]

$$k_{\text{ef}} = \frac{N_i}{N_{i-1}}, \quad (1)$$

kde  $N$  je počet neutronů a index  $i$  značí  $i$ -tou neutronovou generaci. Pro podkritický reaktor platí, že efektivní koeficient násobení  $k_{\text{ef}} < 1$ , pro kritický  $k_{\text{ef}} = 1$  a pro nadkritický  $k_{\text{ef}} > 1$ . Všechny hodnoty koeficientu násobení jsou v textu uvedeny se směrodatnou odchylkou  $\sigma$ , která vyjadřuje statistickou nejistotu výpočtu a koeficientem rozšíření  $k = 3$ . Vzhledem k normálnímu rozložení hodnoty koeficientu násobení získanému v jednotlivých cyklech výpočtu odpovídá interval  $k_{\text{ef}} \pm 3 \cdot \sigma$  99 % intervalu spolehlivosti. Normalita rozložení jednotlivých odhadů  $k_{\text{ef}}$  je testována kódem Serpent [38].

V reaktorové fyzice je často používána veličina reaktivita  $\rho$ . Reaktivita je základní neutronově-fyzikální charakteristikou, která popisuje dynamické chování reaktoru. Její časové změny a absolutní velikost mají bezprostřední vliv na jadernou bezpečnost reaktoru a jsou proto přísně limitovány. Reaktivitou reaktoru je nazývána relativní odchylka od kritického stavu reaktoru. Z hodnoty efektivního koeficientu násobení  $k_{\text{ef}}$  lze určit  $\rho$  jako

$$\rho = \frac{k_{\text{ef}} - 1}{\beta_{\text{ef}} \cdot k_{\text{ef}}}, \quad (2)$$

kde  $\beta_{\text{ef}}$  je efektivní podíl zpožděných neutronů charakteristický pro každou konfiguraci aktivní zóny. Pro podkritický reaktor na základě definice (2) platí, že reaktivita  $\rho < 0$ , pro kritický  $\rho = 0$  a pro nadkritický  $\rho > 0$ . Směrodatná odchylka reaktivity  $\sigma_\rho$  se určí na základě věty o přenosu chyby v případě nepřímo určované veličiny podle vztahu [33]

$$\sigma_\rho = \sqrt{\left(\frac{\partial \rho}{\partial k_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{k_{\text{ef}}}\right)^2 + \left(\frac{\partial \rho}{\partial \beta_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{\beta_{\text{ef}}}\right)^2}. \quad (3)$$

Váha absorpční tyče  $\Delta\rho$  je definována jako rozdíl reaktivit v horní a dolní koncové poloze zkoumané absorpční tyče

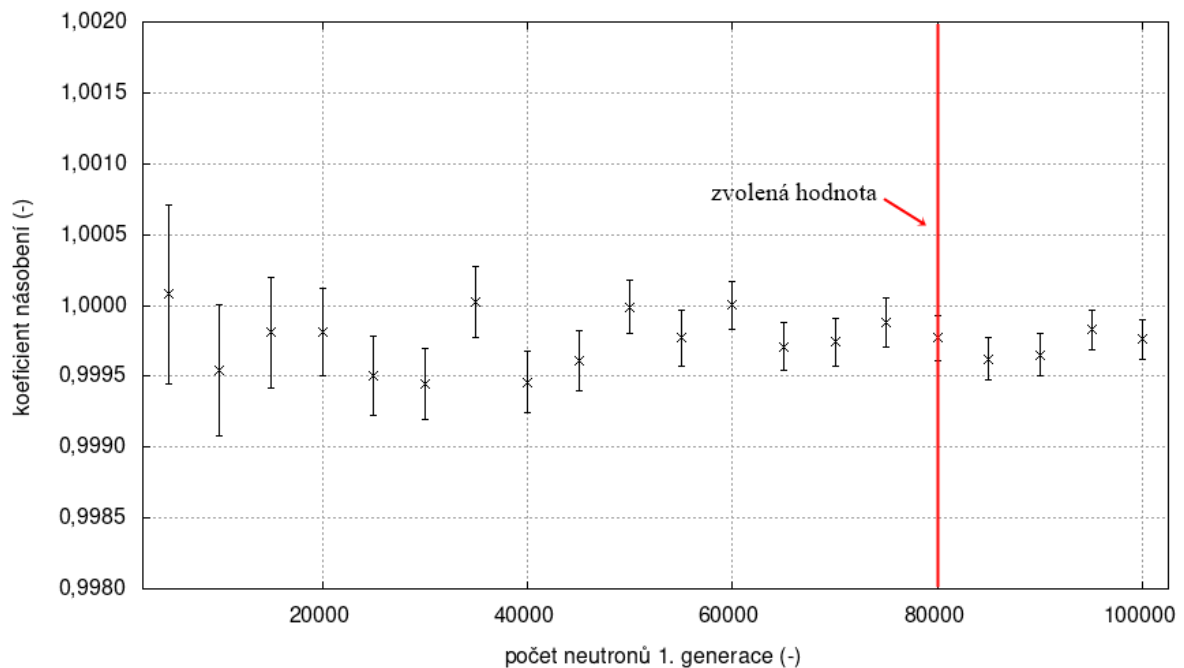
$$\Delta\rho = \rho_\uparrow - \rho_\downarrow, \quad (4)$$

kde  $\rho_{\uparrow}$  je reaktivita s váženou tyčí v horní koncové poloze a  $\rho_{\downarrow}$  je reaktivita s váženou tyčí v dolní koncové poloze. Pro směrodatnou odchylku váhy tyče  $\sigma_{\Delta\rho}$  platí vztah

$$\sigma_{\Delta\rho} = \sqrt{\left(\frac{\partial\Delta\rho}{\partial\rho_{\uparrow}} \cdot \sigma_{\rho_{\uparrow}}\right)^2 + \left(\frac{\partial\Delta\rho}{\partial\rho_{\downarrow}} \cdot \sigma_{\rho_{\downarrow}}\right)^2 + \left(\frac{\partial\Delta\rho}{\partial\beta_{\text{ef}}} \cdot \sigma_{\beta_{\text{ef}}}\right)^2}. \quad (5)$$

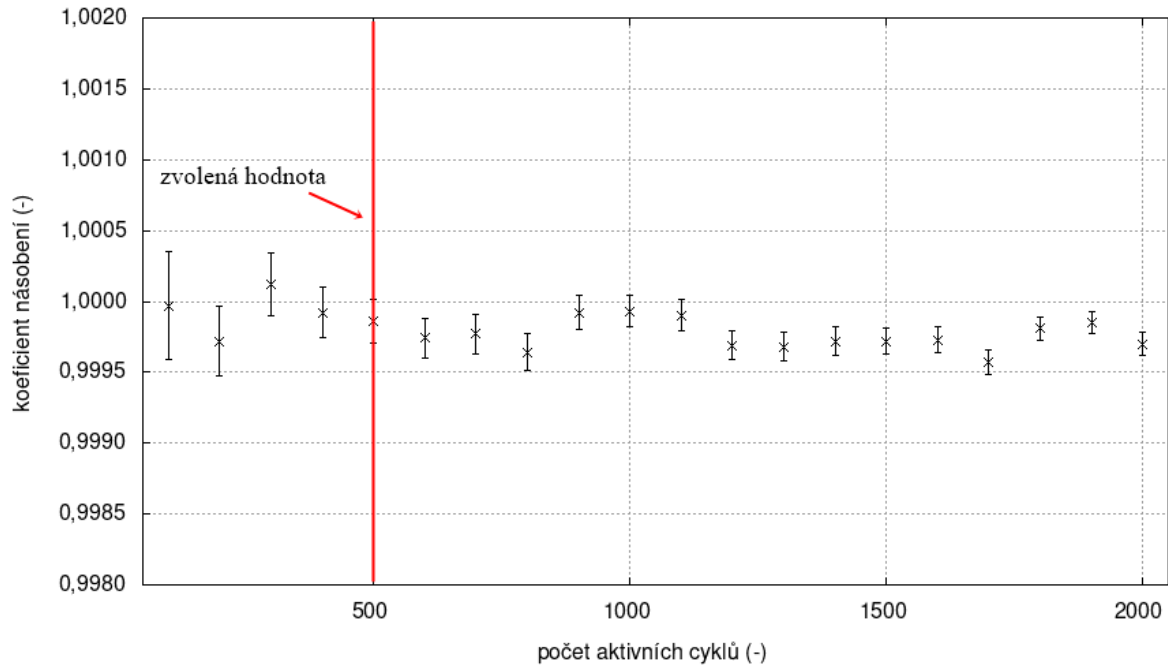
Výpočet neutronově-fyzikálních charakteristik byl proveden ve validovaném kódu Serpent (verze 2.1.32). Tato verze kódu Serpent je v pořadí již druhou hlavní verzí víceúčelového trojrozměrného transportního kódu Serpent, využívající metodu Monte Carlo. Kód je vyvíjen ve finském technickém výzkumném centru VTT od roku 2004 [38]. V současné době je kód Serpent používán v mnoha aplikacích, např. k výpočtům kritičnosti, studie palivového cyklu, modelování výzkumných reaktorů, validace deterministických transportních kódů, výzkum jaderné fúze a výpočty určené pro lékařskou fyziku. K výpočtům aktivní zóny reaktoru VR-1 s palivem MTR-VR je využíváno knihovny jaderných dat ENDF/B-VIII. Knihovna jaderných dat ENDF/B-VIII obsahuje mimo jiné vylepšená data termického neutronového rozptylu.

Před zahájením výpočtů neutronově-fyzikálních charakteristik aktivní zóny s palivem MTR-VR bylo nutné nastavit vstupní parametry výpočtu pro požadovanou přesnost. Vstupními parametry je myšleno počet neutronů vstupujících do výpočtu, počet aktivních a počet neaktivních cyklů. Při nastavení příliš nízkého počtu neutronů první generace nebo aktivních cyklů by byl výpočet zatížen velkou neurčitostí. V opačném případě by byl výpočet příliš časově náročný a přesnost výpočtu by byla změněna jen velmi málo. Kalibrační výpočet byl proveden pro počet vstupujících neutronů do výpočtu a pro počet aktivních cyklů. Počet neaktivních cyklů byl nastaven na hodnotu 40, stejně jako ve výpočetním modelu pro konfigurace s palivem IRT-4M. Na Obr. 10 byl proveden kalibrační výpočet pro počet neutronů vstupujících do výpočtu na aktivní zóně D-1. Hodnoty byly měněny od 5 000 do 100 000 neutronů a výpočet na katederních výpočetních serverech trval od dvou do 75 minut při použití 2,73 GB výpočetní paměti. Hodnota byla stanovena na 80 000 neutronů. Při vyšším počtu neutronů bylo již dosahováno jen malého zpřesnění.



Obr. 10: Konvergenční výpočet pro počet neutronů vstupujících do výpočtu

Konvergenční výpočet aktivních cyklů byl proveden v rozmezí 100 až 2 000 cyklů. Byl proveden s 80 000 vstupními neutrony, proto byla pozorována nižší neurčitost než v předchozím konvergenčním výpočtu. Výpočet na katederních serverech trval od pěti do 120 minut při použití 2,73 GB výpočetní paměti. Z Obr. 11 vyplývá, že optimum počtu aktivních cyklů je 500. Při vyšším počtu cyklů byla přesnost výpočtu zvyšována jen velmi málo.



Obr. 11: Konvergenční výpočet pro počet aktivních cyklů

S optimálními vstupními parametry 80 000 neutronů, 500 aktivních a 40 neaktivních cyklů byly stanoveny všechny neutronově-fyzikální charakteristiky. Bylo dosahováno neurčitosti v řádu desetitisícin  $k_{\text{ef}}$ . Oproti výpočtům v [5] byla přesnost zvýšena šestkrát a oproti výpočtům v [4] třikrát.

Tab. 7: Hodnoty  $k_{\text{ef}}$  a  $\rho$  pro různé polohy absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1

B1	B2	B3	E1	E2	R1	R2	$k_{\text{ef}}$ (-)	$\sigma$ (-)	$\rho$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )	$\sigma_{\rho}$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )
0	0	0	0	-	0	0	0,94189	0,00017	-8,074	0,022
600	600	600	0	-	0	0	0,98387	0,00015	-2,151	0,006
600	0	600	400	-	400	320	0,98474	0,00016	-2,010	0,005
600	600	0	400	-	400	320	0,98674	0,00016	-1,758	0,005
0	600	600	400	-	400	320	0,98712	0,00015	-1,702	0,004
600	600	600	0	-	400	320	0,99473	0,00016	-0,691	0,002
600	600	600	400	-	0	320	0,99474	0,00016	-0,687	0,002
600	600	600	400	-	400	0	0,99500	0,00016	-0,653	0,002
600	600	600	400	-	400	320	1,00003	0,00015	0,004	0,000
600	600	600	600	-	400	320	1,00143	0,00016	0,187	0,001
600	600	600	400	-	600	320	1,00152	0,00016	0,198	0,001
600	600	600	400	-	400	600	1,00368	0,00016	0,477	0,001
600	600	600	600	-	600	600	1,00694	0,00016	0,900	0,003

Základní výpočty s aktivní zónou D-1 byly zaměřeny na určení kritických poloh absorpčních tyčí a hodnot koeficientu násobení při různých polohách absorpčních tyčí. Horní koncové poloze byla přiřazena hodnota 600 mm, protože byly absorpční tyče modelovány jen v oblasti aktivní části paliva. Výsledky jsou shrnuty v Tab. 7. Logika řazení v tabulce je vzestupná podle efektivního koeficientu násobení. Na prvním řádku je zaspána aktivní zóna se všemi absorpčními tyčemi v DKP. Na druhém řádku je uvedena konfigurace s bezpečnostními tyčemi v HKP a ostatními tyčemi v DKP. Na následujících třech řádcích byly provedeny výpočty, ze kterých byly určeny hodnoty vah bezpečnostních tyčí postupně B2, B3 a B1. Ostatní tyče byly již nastaveny do poloh nalezeného kritického stavu. Na dalších řádcích jsou zapsány různé variace konfigurací experimentálních a řídicích tyčí. Z těchto výpočtů byly následně určeny váhy experimentální E1 a řídicích tyčí R1 a R2. Světle modrou barvou je v Tab. 7 vyznačen kritický stav. Z vypočtených hodnot byly určeny váhy jednotlivých absorpčních tyčí, jejichž hodnoty jsou shrnuty v Tab. 8.

Tab. 8: Váhy absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1

absorpční tyč	pozice	$\Delta\rho$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )	$\sigma_{\Delta\rho}$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )
B1	C3	-1,705	0,008
B2	D4	-2,014	0,009
B3	E3	-1,762	0,008
E1	F4	-0,877	0,004
E2	-	-	-
R1	B4	-0,885	0,004
R2	E5	-1,130	0,005
celkem		-8,374	0,032

Hodnoty vah absorpčních tyčí v Tab. 8 byly určeny ve shodě s očekáváním. Nejvyšší váha byla spočtena pro bezpečnostní tyče, protože se nacházejí ve středu aktivní zóny. Naopak nejnižší váhy byly připsány absorpčním tyčím na pozicích B4 a F4, které byly umístěny na okraji aktivní zóny. Váha těchto absorpčních tyčí byla téměř shodná, což je při uvážení symetrie aktivní zóny očekávaná skutečnost. Celkově byly váhy tyčí nižší v porovnání se zónami s palivem IRT-4M, které byly na reaktoru VR-1 v minulosti používány.

Další neutronově-fyzikální charakteristikou, která byla aktivní v zóně D-1 určena je maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity  $v_\rho$ . Maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity je definována jako

$$v_\rho \leq \frac{2 \cdot \rho_T \cdot v_T}{H}, \quad (6)$$

kde  $\rho_T$  je váha absorpční tyče T,  $v_T$  je rychlost pohybu absorpční tyče T a  $H$  je horní koncová pozice tyče. V modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR je  $H = 600$  mm. Rychlosti pohybu absorpčních tyčí jsou na reaktoru VR-1 nastaveny na 9 mm/s pro bezpečnostní tyče, 6 mm/s pro experimentální tyče a 5 mm/s pro řídicí tyče [33]. Hodnoty maximálních rychlostí uvolnění kladných reaktivit pro aktivní zónu D-1 jsou uvedeny v Tab. 9. Výsledné hodnoty maximálních přebytků uvolnění kladné reaktivity jsou s porovnáním aktivních zón s palivem IRT-4M nižší, protože absorpční tyče v aktivní zóně D-1 mají nižší váhy v porovnání s typickými hodnotami vah absorpčních tyčí v aktivních zónách s palivem IRT-4M.

Tab. 9: Maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1

absorpční tyč	$v_T$ (mm·s <sup>-1</sup> )	$v_\rho$ ( $\beta_{\text{ef}} \cdot \text{s}^{-1}$ )	$\sigma$ ( $\beta_{\text{ef}} \cdot \text{s}^{-1}$ )
B1	9	0,0512	0,0002
B2	9	0,0604	0,0003
B3	9	0,0529	0,0002
E1	6	0,0175	0,0001
E2	-	-	-
R1	5	0,0148	0,0001
R2	5	0,0188	0,0001

Další neutronově-fyzikální charakteristikou je kompenzační schopnost reaktoru. Kompenzační schopnost reaktoru v kritickém stavu je definována jako zásoba záporné reaktivity, vázaná při kritickém stavu reaktoru řídicími tyčemi [32]. Hodnoty kompenzačních schopností jednotlivých absorpčních tyčí jsou uvedeny v Tab. 10. Kompenzační schopnosti bezpečnostních tyčí přibližně odpovídají záporně vzaté hodnotě jejich vah, což je v souladu s definicí kompenzační schopnosti a skutečností, že bezpečnostní tyče jsou za provozu reaktoru v horní koncové poloze. Mírná odchylka byla způsobena skutečností, že váhy absorpčních tyčí byly počítány vzhledem k nalezenému kritickému stavu. Nalezený kritický stav je mírně nadkritický systém (se započtením nejistoty výpočtu kritický) se střední hodnotou  $k_{\text{ef}} = 1,00003$ .

Tab. 10: Kompenzační schopnost reaktoru s aktivní zónou D-1 v kritickém stavu

absorpční tyč	kompenzační schopnost ( $\beta_{\text{ef}}$ )	$\sigma$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )
B1	-1,702	0,004
B2	-2,010	0,005
B3	-1,758	0,005
E1	-0,691	0,002
E2	-	-
R1	-0,687	0,002
R2	-0,653	0,002
celkem	-7,507	0,009

Mezi neutronově-fyzikální charakteristiky, které jsou legislativně limitovány, patří provozní přebytek reaktivity (PPR), účinnost bezpečnostních ochran (ÚBO), podkritický stav pro odstavený reaktor a maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity při pohybu tyče.

Provozní přebytek reaktivity je definován jako zásoba kladné reaktivity, vázaná při kritickém stavu reaktoru řídicími tyčemi. Maximální přebytek reaktivity (MPR) je definován jako zásoba kladné reaktivity, vázaná při kritickém stavu reaktoru experimentálními a řídicími tyčemi. Účinnost bezpečnostních ochran je definována na základě vztahu

$$\text{ÚBO} = \frac{\sum_{i=1}^n \rho_i - \rho_{\text{max}}}{\text{MPR}}, \quad (7)$$

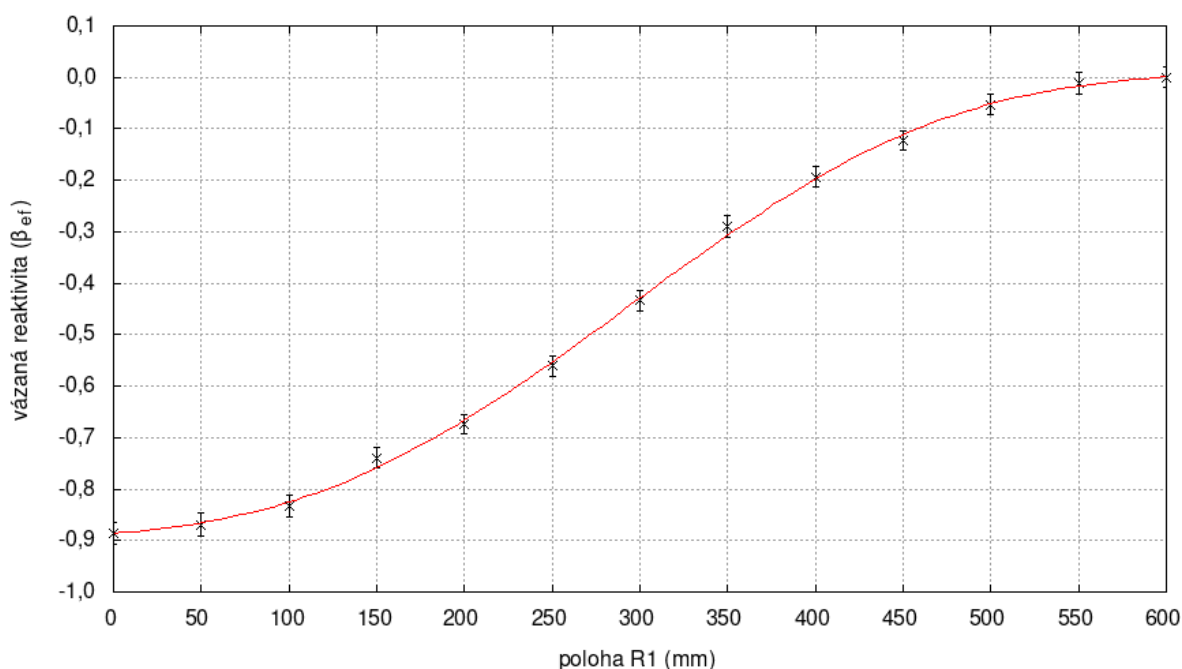
kde  $\rho_{\text{max}}$  je váha absorpční tyče s nejvyšší hodnotou. Hodnota  $n$  je v případě aktivní zóny D-1 rovna šesti.



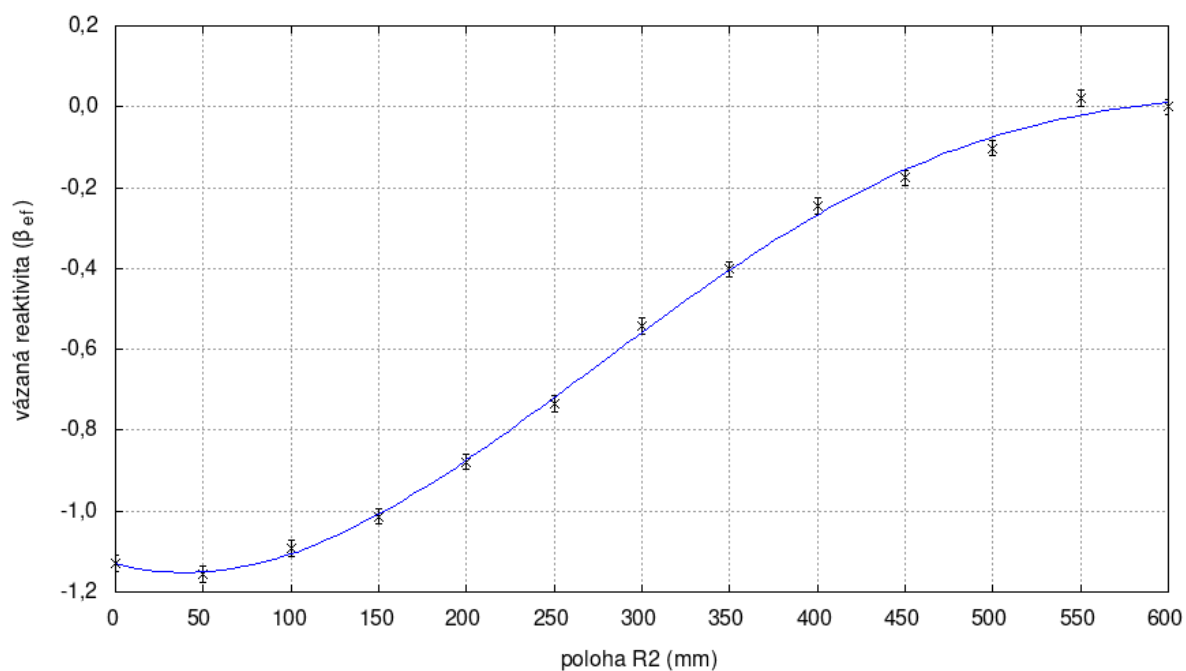
Tab. 11: Výpočtem určené základní provozní hodnoty aktivní zóny D-1

hodnocený parametr	zjištěná hodnota	limitní hodnota
maximální přebytek reaktivity	$0,861 \pm 0,001 \beta_{\text{ef}}$	limitován ÚBO
provozní přebytek reaktivity	$0,675 \pm 0,001 \beta_{\text{ef}}$	$\leq 0,700 \beta_{\text{ef}}$
účinnost bezpečnostních ochran	$7,383 \pm 0,016$	$\geq 1,500$
podkritický stav pro odstavený reaktor	$-8,074 \pm 0,022 \beta_{\text{ef}}$	$\leq -3,000 \beta_{\text{ef}}$
maximální rychlost uvolnění kladné reaktivity	viz Tab. 9	$\leq 0,100 \beta_{\text{ef}} \cdot \text{s}^{-1}$

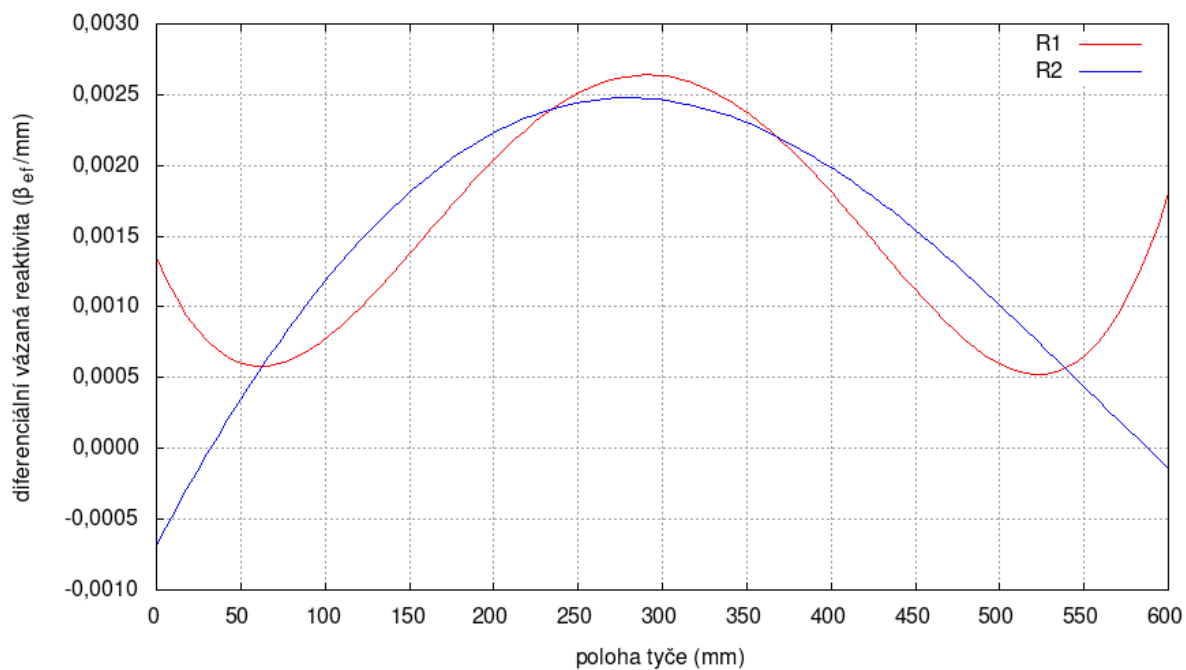
Další důležitou neutronově-fyzikální charakteristikou je kalibrační křivka absorpční tyče. Kalibrační křivka je závislost vázané reaktivity absorpční tyče na poloze zkoumané tyče. Zpravidla jsou kalibrační křivky určovány pouze pro řídicí tyče. V diplomové práci byly výpočtově určeny kalibrační křivky řídicích tyčí R1 a R2. Nejprve byly provedeny výpočty integrálních charakteristik řídicích tyčí. Byly spočítány hodnoty reaktivity aktivní zóny D-1 při polohách řídicích tyčí od 0 do 600 mm. Krok posunu řídicí tyče byl nastaven na 50 mm. Integrální charakteristiky kalibračních křivek jsou zobrazeny na Obr. 12 a Obr. 13. Kalibrační křivky byly proloženy polynomem pátého řádu. Rovnice polynomů byly následně derivovány a tím byly vyčísleny rovnice diferenciálních charakteristik kalibračních křivek řídicích tyčí R1 a R2. Diferenciální charakteristiky kalibračních křivek řídicích tyčí jsou vykresleny na Obr. 14. U integrálních charakteristik kalibračních křivek byl pozorován jejich typický tvar do tvaru písmene „S“. Rozsah vázaných reaktivit odpovídá vahám jednotlivých řídicích tyčí. Největších změn reaktivity bylo dosaženo při změně polohy absorpční tyče kolem středu aktivní zóny. Naopak na vertikálních okrajích aktivní zóny byla změna reaktivity při změně polohy absorpční tyče zanedbatelná. V proložení polynomem bylo na krajích dosaženo opačných změn reaktivity než by bylo očekáváno. Jev byl způsoben statistickou neurčitostí stochastického kódu Serpent. Diferenciální charakteristika kalibračních křivek je vynesena do grafu bez neurčitostí z důvodu derivace explicitně zadané rovnice polynomu pátého stupně.



Obr. 12: Kalibrační křivka řídicí tyče R1 (integrální charakteristika)



Obr. 13: Kalibrační křivka řídicí tyče R2 (integrální charakteristika)



Obr. 14: Kalibrační křivky řídicích tyčí R1 a R2 (diferenciální charakteristika)

Další analyzovanou neutronově-fyzikální charakteristikou byl výpočet zpětnovazebních teplotních koeficientů reaktivity aktivní zóny D-1. V práci byl určen zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity od moderátoru  $a_T^M$  a zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity od paliva  $a_T^F$ . Typická hodnota zpětnovazebního teplotního koeficientu reaktivity od moderátoru pro lehkovodní reaktory je  $10^{-4} \text{ K}^{-1}$  a od paliva  $10^{-5}$  [30]. Z bezpečnostního hlediska je důležité, aby součet zpětnovazebních teplotních koeficientů reaktivit byl spolehlivě záporný. Reaktor je pak teplotně stabilní. To znamená, že při rostoucí teplotě je snižována reaktivita a dochází k následnému snížení výkonu. Zpětnovazební teplotní koeficienty reaktivity jsou definovány jako [17]

$$\begin{aligned} a_T^M &= \frac{1}{k_{\text{ef}}} \cdot \frac{\partial k_{\text{ef}}}{\partial T_M} \\ a_T^F &= \frac{1}{k_{\text{ef}}} \cdot \frac{\partial k_{\text{ef}}}{\partial T_F}, \end{aligned} \quad (8)$$

kde  $\partial T_M$  je změna teploty moderátoru a  $\partial T_F$  je změna teploty paliva. Nepřesnost zpětnovazebního teplotního koeficientu reaktivity při výpočtu stochastickým výpočetním kódem byla určena na základě vztahu pro součin třech veličin s neurčitostí [34]

$$\sigma_{a_T^{M, F}} = a_T^{M, F} \cdot \sqrt{2 \cdot \left( \frac{\Delta k_{\text{ef}}}{k_{\text{ef}}} \right)^2 + \left( \frac{\Delta \beta_{\text{ef}}}{\beta_{\text{ef}}} \right)^2}, \quad (9)$$

kde  $a_T^{M, F}$  je zpětnovazební teplotní koeficient reaktivity od moderátoru, resp. paliva.

Určení zpětnovazebního teplotního koeficientu reaktivity od moderátoru ve výpočetním kódu Serpent bylo provedeno změnou teploty moderátoru a příslušnou změnou hustoty v kartě definice materiálu moderátoru. Změnou teploty byly změněny účinné průřezy moderátoru. V případě určení zpětnovazebního teplotního koeficientu reaktivity od paliva byla změněna pouze teplota, protože hustota paliva se s vyšší teplotou změní jen zanedbatelně. K určení hustoty moderátoru při zadané teplotě bylo využito [39]. Změna účinných průřezů ostatních materiálů aktivní zóny při změněné teplotě nebyla do výpočtu zahrnuta. Změna hustoty konstrukčních materiálů aktivní zóny také nebyla započítána. Důvodem je nízký koeficient tepelné roztažnosti kovu ve srovnání s vodou [50]. Zanedbání lze považovat za konzervativní, neboť tepelná roztažnost vede ke zvětšení objemu a i plochy aktivní zóny. Větší plocha způsobí zvětšení úniku neutronů z aktivní zóny. Obdobně dojde z důvodu tepelné dilatace paliva v radiálním směru ke snížení vodo-uranového poměru. U podmoderovaného reaktoru má tento jev záporný vliv na reaktivitu. Podmoderovanost aktivní zóny s palivem MTR-VR byla již analyzována a dokázána v [4].

Školní reaktor VR-1 je reaktor bazénového typu. Pro analýzy zpětnovazebních teplotních koeficientů reaktivit to znamená, že maximální možná hodnota teploty moderátoru je stanovena na  $100 \text{ }^\circ\text{C}$ . Při této teplotě je dosahováno za atmosférického tlaku k varu vody a další zvýšení teploty by znamenalo změnu fázového skupenství moderátoru. Analýza změny skupenství moderátoru kombinovaná s neutronickým výpočtem by vyžadovala propojení neutronického a termohydrálního výpočetního kódu. Pro reaktor VR-1 s velmi nízkým maximálním výkonem nemusí být tento problém řešen. Zpětnovazební teplotní koeficienty reaktivity od moderátoru a od paliva určené výpočtem podle definice (8) jsou uvedeny v Tab. 12. Porovnání efektivních koeficientů násobení bylo provedeno vůči nalezenému kritickému stavu aktivní zóny D-1 při teplotě  $20 \text{ }^\circ\text{C}$ . Z výsledků je vidět, že oba zpětnovazební teplotní koeficienty reaktivity jsou spolehlivě vzhledem k výpočetní neurčitosti stochastického kódu záporné.

Tab. 12: Zpětnovazební teplotní koeficienty reaktivity od moderátoru a od paliva aktivní zóny D-1

parametr	$\rho_{M, F}$ ( $\text{g}\cdot\text{cm}^{-3}$ )	$k_{\text{ef}}$ (-)	$\partial T_{M, F}$ (K)	$a_{T}^{M, F}$ ( $\text{K}^{-1}$ )
$T_M = 100$ °C	0,95835	$0,98416 \pm 0,00016$	80	$-(2,016 \pm 0,006)\cdot 10^{-4}$
$T_F = 100$ °C	4,80000	$0,99834 \pm 0,00016$	80	$-(2,116 \pm 0,006)\cdot 10^{-5}$

Parametry experimentálního vybavení reaktoru VR-1 jsou standardně popisovány v kapitole experimentálně stanovených neutronově-fyzikálních veličin [32], [33]. Experimentální určení parametrů experimentálního vybavení nebylo možné v práci provést, proto byla tato část zařazena do výpočtem stanovených neutronově-fyzikálních charakteristik souvisejících s koeficientem násobení. V práci byl studován vliv na násobící schopnost experimentálního vybavení zahrnutého do modelu aktivní zóny D-1. Z rozdílu efektivních koeficientů násobení s a bez zkoumaného experimentálního vybavení byly určeny váhy zátek horizontálního radiálního kanálu a detektorů neutronů v různých pozicích aktivní zóny. Výpočtem určené váhy experimentálního vybavení jsou uvedeny v Tab. 13 a Tab. 14.

Tab. 13: Výpočtem stanovené váhy zátek horizontálního radiálního kanálu

stav HRK	změna $\rho$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )
vyjmuta zátka o $\varnothing$ 90 mm	$-0,258 \pm 0,001$
vyjmuta zátka o $\varnothing$ 250 mm	$-2,400 \pm 0,001$

Tab. 14: Výpočtem stanovené maximální váhy detektorů ve vertikálních kanálech

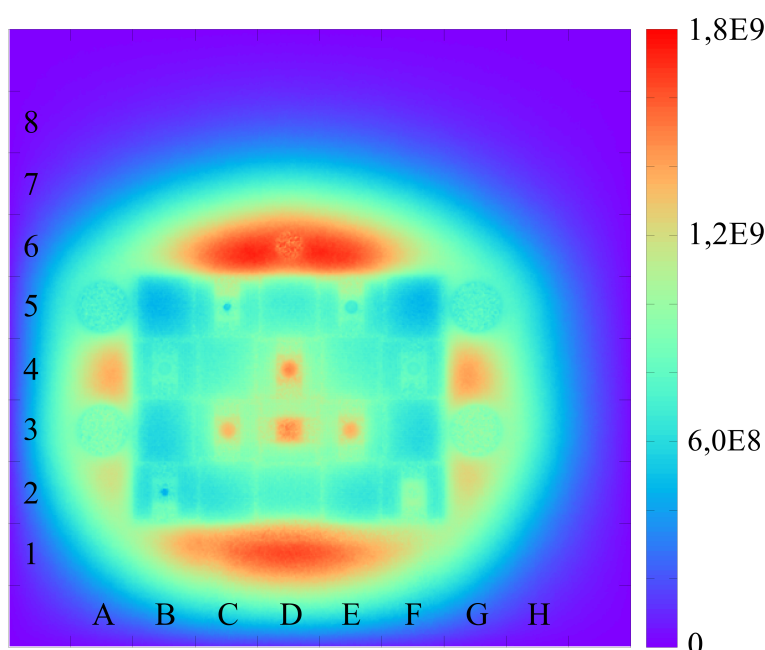
vyjmutí detektorů	změna $\rho$ ( $\beta_{\text{ef}}$ )
SNM-10 z kanálu na pozici B2	$0,233 \pm 0,001$
SNM-10 z kanálu na pozici C5	$0,368 \pm 0,001$
SNM-13 z kanálu na pozici F2	$0,0065 \pm 0,0002$

Vyjmutí zátek horizontálního radiálního kanálu zapříčinilo záporný vnos reaktivity. Výsledek je v souladu s očekáváním, protože demineralizovaná voda v zátkách působila jako reflektor a zvyšovala tak neutronovou bilanci aktivní zóny. Porovnáním s v minulosti používanými aktivními zónami s palivem IRT-4M bylo zjištěno, že změna reaktivity způsobená vyjmutím HRK je větší v aktivní zóně D-1. Skutečnost byla vysvětlena tím, že v nejbližším okolí HRK v aktivní zóně D-1 se nachází velké množství paliva.

Z Tab. 14 vyplývá, že vyjmutí detektorů nezávislé výkonové ochrany z aktivní zóny způsobí vnos kladné reaktivity. Změna reaktivity při vyjmutí detektorů SNM-10 byla v porovnání s detektorem SNM-13 řádově vyšší, protože detektory SNM-10 obsahují větší množství boru, který v detektoru působí jako absorpční materiál. Porovnáním s v minulosti používanými aktivními zónami s palivem IRT-4M bylo zjištěno, že změna reaktivity způsobená vyjmutím detektorů je vyšší v aktivní zóně D-1. Jev byl vysvětlen tím, že absorpční materiál v modelovaných detektorech byl aproximován čistým izotopem  $^{10}\text{B}$ . Přírodní složení absorpčního materiálu tvořené izotopem  $^{11}\text{B}$  z 80 % a izotopem  $^{10}\text{B}$  z 20 % nebylo modelováno. Pokud by byl borový plíšek tvořen borem s přírodním složením, změna reaktivity by byla přibližně pětina oproti vypočítané.

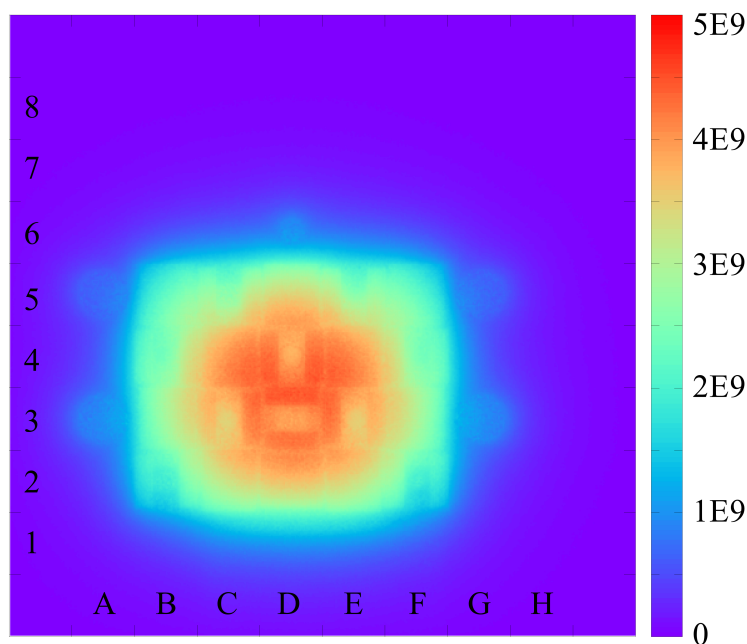
## 2.3 Neutronově-fyzikální charakteristiky související s rozložením hustoty toku neutronů

Výpočty rozložení hustoty toku neutronů v aktivní zóně zahrnují výpočet v radiálním a axiálním směru aktivní zóny. Nejprve byly analyzovány neutronově-fyzikální charakteristiky související s radiálním a axiálním rozložením hustoty toku neutronů v aktivní zóně D-1. Radiální rozložení hustoty toku neutronů bylo spočítáno za pomoci dvojrozměrné čtvercové mříže. Mříží byla pokryta celá aktivní zóna D-1 ve směru os  $x$  a  $y$ . Celkem bylo vytvořeno  $500 \times 500$  oblastí s krokem 0,143 cm. Ve směru osy  $z$  byly hodnoty radiální hustoty toku neutronů středovány přes celou aktivní oblast palivových článků do jediné oblasti. Byly analyzovány dva energetické intervaly, které byly rozděleny podle [26]. Interval tepelných neutronů byl nastaven od hodnoty 0,00253 eV do 0,6 eV. Interval rychlých neutronů byl nastaven od 0,6 eV do 20 MeV. Vizualizace relativního radiálního rozložení hustoty toku tepelných neutronů je na Obr. 15 a rychlých na Obr. 16.



Obr. 15: Radiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů v aktivní zóně D-1

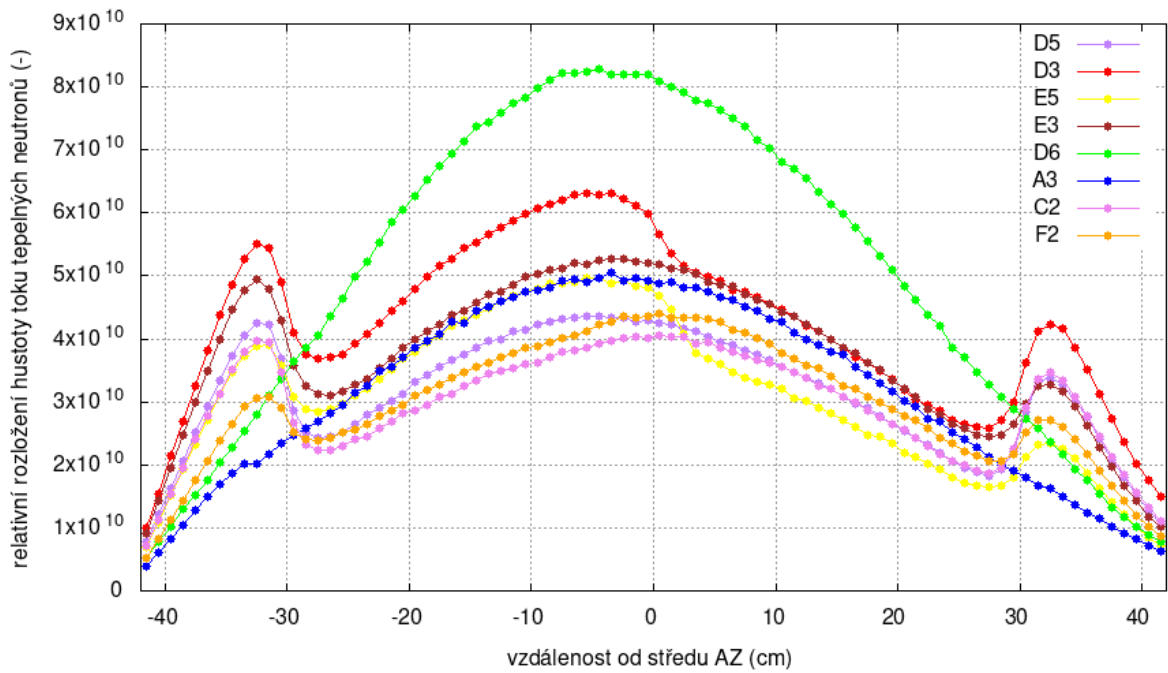
Z obrázku radiálního rozložení hustoty toku tepelných neutronů bylo určeno, že maximálních hodnot v aktivní zóně bylo dosaženo v oblastech vodních mezer pro bezpečnostní tyče (pozice C3, D4 a E3), které se nacházejí v horní koncové poloze, dále v oblasti potrubní pošty (pozice D3) a v oblastech reflektorových píků obklopujících aktivní zónu. Naopak nejnižších hodnot bylo dosaženo v pásmu paliva, jelikož zde byly s velkou pravděpodobností tepelné neutrony absorbovány. Relativně nízký počet tepelných neutronů se nachází v oblasti zasunutých absorpčních tyčí. Nejlépe byl efekt pozorován v případě značně zasunuté řídicí tyče R2 v pozici E5 do pozice 320 mm. V oblasti vzdálené od aktivní zóny více jak pět difúzních délek nebyly pozorovány žádné tepelné neutrony. Rozšíření modelované geometrie na mříž  $9 \times 9$  bylo provedeným výpočtem prokázáno jako dostatečné.



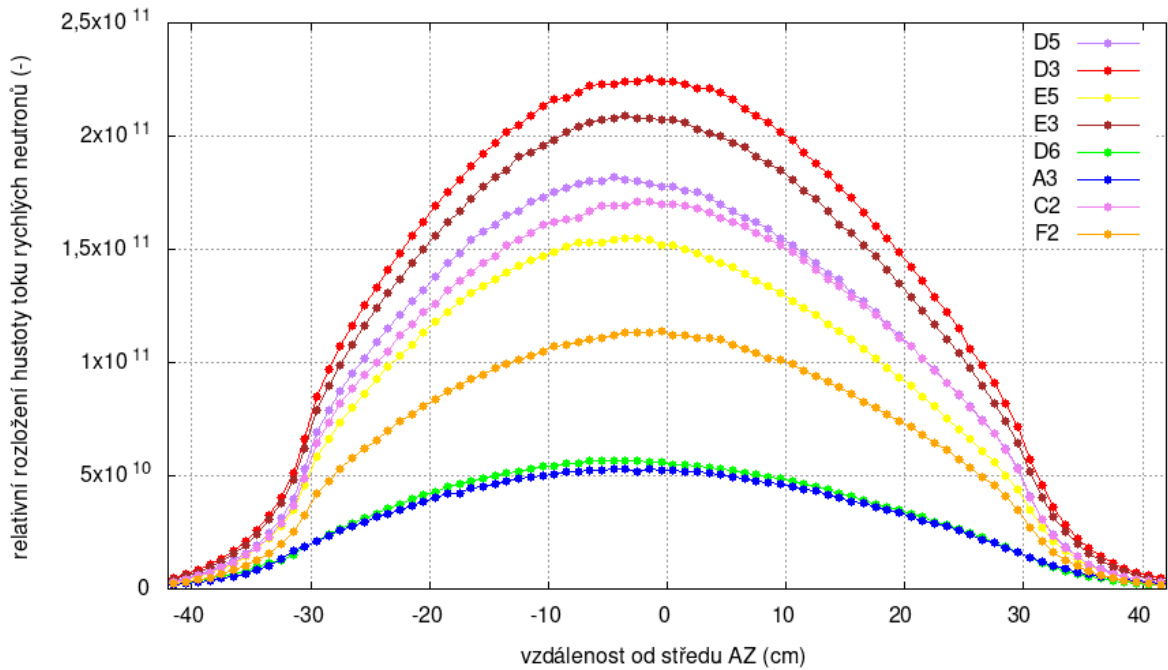
Obr. 16: Radiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů v aktivní zóně D-1

Radiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů je více rovnoměrné a bez výraznějších skoků. Maximálních hodnot bylo dosaženo uprostřed aktivní zóny D-1 v oblasti palivových destiček, kde jsou rychlé neutrony generovány ze štěpení. Směrem do vodních mezer palivových článků MTR-VR-12 a směrem do okolí aktivní zóny hustota toku rychlých neutronů klesá. Důvodem je zpomalování rychlých neutronů v moderátoru rozptylovými srážkami s molekulami vody. Z Obr. 16 vyplývá, že rychlé neutrony byly transportovány do přibližně maximálně tří difúzních délek v okolí aktivní zóny. Směrem dále od aktivní zóny nebyly již rychlé neutrony pozorovány.

Axiální rozložení hustoty toku neutronů bylo počítáno v osmi pozicích aktivní zóny D-1. Ve středu každé analyzované pozice aktivní zóny D-1 byla vytvořena válcová mříž. Výpočty byly provedeny s krokem 1 cm od -42 cm do +42 cm, aby byl zachycen jev axiálních reflektorových píků. Intervaly byly rozděleny jako v případě výpočtu radiálního rozložení hustoty toku neutronů na dva - tepelný a rychlý interval. Axiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů je na Obr. 17 a axiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů je na Obr. 18. Na obrázku axiálního rozložení hustoty toku tepelných neutronů lze pozorovat, že nejvyšších hodnot je dosahováno na pozici D6 a v dolní části aktivní zóny pozici D3. Prudký pokles hustoty toku tepelných neutronů na pozici D3 kolem středové axiální polohy lze odůvodnit tím, že v této oblasti se nachází koncovka potrubní pošty. V pozicích aktivní zóny, kde se nachází palivo, lze na okrajích pozorovat axiální reflektorové píky, které jsou způsobeny termalizací rychlých neutronů.



Obr. 17: Axiální rozložení hustoty toku tepelných neutronů ve vybraných pozicích aktivní zóny D-1



Obr. 18: Axiální rozložení hustoty toku rychlých neutronů ve vybraných pozicích aktivní zóny D-1

Z obrázku axiálního rozložení hustoty toku rychlých neutronů lze pozorovat, že maximálních hodnot je dosaženo v oblasti paliva na pozicích D3 a E3. Naopak nejnižších hustot toku rychlých neutronů je dosahováno na pozicích A3 a D6, které se nacházejí v oblasti kolem aktivní zóny. Křivky mají typický průběh tvaru funkce sinus, který je ve shodě s teorií [18]. Reflektorové píky nejsou pozorovány, naopak v pozicích, kde končí palivo (-30 cm a +30 cm) lze pozorovat nepatrný odklon od funkce sinus do nižších hodnot. Snížení hustoty toku rychlých neutronů v této oblasti je vysvětleno tím, že jsou zde rychlé neutrony termalizovány a nepřispívají do bilance rychlých neutronů, ale do bilance tepelných neutronů.

Základní neutronově-fyzikální charakteristiky, které jsou specifické pro každou konfiguraci aktivní zóny jsou kinetické parametry. Standardně jsou za kinetické parametry označovány veličiny: střední doba života okamžitých neutronů  $\Lambda$ , efektivní podíl zpožděných neutronů  $\beta_{\text{ef}}$ , střední doba života zpožděných neutronů  $\tau$  a konstanta A.

Střední doba života okamžitých neutronů je doba jedné generace okamžitých neutronů. Standardní hodnoty  $\Lambda$  jsou pro lehkovodní reaktory řádově  $\mu\text{s}$  [30].

Podíl zpožděných neutronů  $\beta$  je definován jako [44]

$$\beta = \sum_{i=1}^n \beta_i, \quad (10)$$

kde  $\beta_i$  je podíl i-té skupiny zpožděných neutronů, který je vztažen na jeden neutron vyvolávající štěpení. Podíl i-té skupiny zpožděných neutronů je dán rovnicí

$$\beta_i = \frac{v_d^i}{v_d + v_p}, \quad (11)$$

kde  $v_d^i$  je výtěžek i-té skupiny zpožděných neutronů vztažený na jeden neutron vyvolávající štěpení,  $v_d$  je výtěžek zpožděných neutronů vztažený na jeden neutron vyvolávající štěpení,  $v_p$  je výtěžek okamžitých neutronů vztažený na jeden neutron vyvolávající štěpení. Součet  $v_d + v_p$  může být vyjádřen jako  $v_{\text{tot}}$ , což je totální výtěžek neutronů vztažený na jeden neutron vyvolávající štěpení.

Střední doba života zpožděných neutronů  $\tau$  je definována jako

$$\tau = \sum_{i=1}^n \frac{\beta_i}{\lambda_i}, \quad (12)$$

kde  $\lambda_i$  jsou rozpadové konstanty i-té skupiny zpožděných neutronů.

Konstanta A je specifická pro každou konfiguraci aktivní zóny a je stanovena na základě vztahu

$$A = \sum_{i=1}^n \frac{\beta_i}{\lambda_i \cdot \beta_{\text{ef}}}, \quad (13)$$

kde  $\beta_{\text{ef}}$  je efektivní podíl zpožděných neutronů, který zohledňuje rozdílnou energii zpožděných neutronů oproti neutronům okamžitým a tím i jejich význam v procesu štěpení.

Výpočty byly nastaveny na přiblížení šesti skupin zpožděných neutronů podle rozpadu jejich typických prekurzorů. Kinetické parametry  $\beta_{\text{ef}}$  a hodnoty rozpadových konstant  $\lambda_i$  byly odečteny z výstupního souboru výpočtu kritické aktivní zóny D-1 kódem Serpent. Hodnoty střední doby života zpožděných neutronů  $\tau$  a konstanty A byly spočteny podle definic (12) a (13). Výsledky jsou zapsány v Tab. 15.



Tab. 15: Kinetické parametry aktivní zóny D-1

$\Lambda$	0,00004752 $\pm$ 0,00000002 s	
$\beta_{\text{ef}}$	0,00763 $\pm$ 0,00002	
$\tau$	0,0838 $\pm$ 0,0018 s	
A	10,9865 $\pm$ 0,0019	
skupina	$\beta_{\text{ef},i}$	$\lambda_i$ (s <sup>-1</sup> )
1	0,00026 $\pm$ 0,00000	0,01334 $\pm$ 0,00002
2	0,00136 $\pm$ 0,00001	0,03273 $\pm$ 0,00003
3	0,00133 $\pm$ 0,00001	0,12081 $\pm$ 0,00001
4	0,00294 $\pm$ 0,00001	0,30307 $\pm$ 0,00003
5	0,00121 $\pm$ 0,00001	0,85087 $\pm$ 0,00007
6	0,00052 $\pm$ 0,00001	2,85755 $\pm$ 0,00011

Hodnoty kinetických parametrů vycházejí řádově v souladu s očekávanými hodnotami. Očekávanými hodnotami jsou myšleny kinetické parametry aktivní zón s palivem IRT-4M v minulosti používaných na školním reaktoru VR-1.

Další neutronově-fyzikální charakteristiky již nejsou standardně řazeny do dokumentace na reaktoru VR-1 [32], [33]. Jedná se o neutronové spektrum aktivní zóny D-1, relativní rozložení výkonu v aktivní zóně D-1 a relativní rozložení výkonu v plném palivovém článku MTR-VR-20 a palivovém článku se středovou vodní mezerou MTR-VR-12.

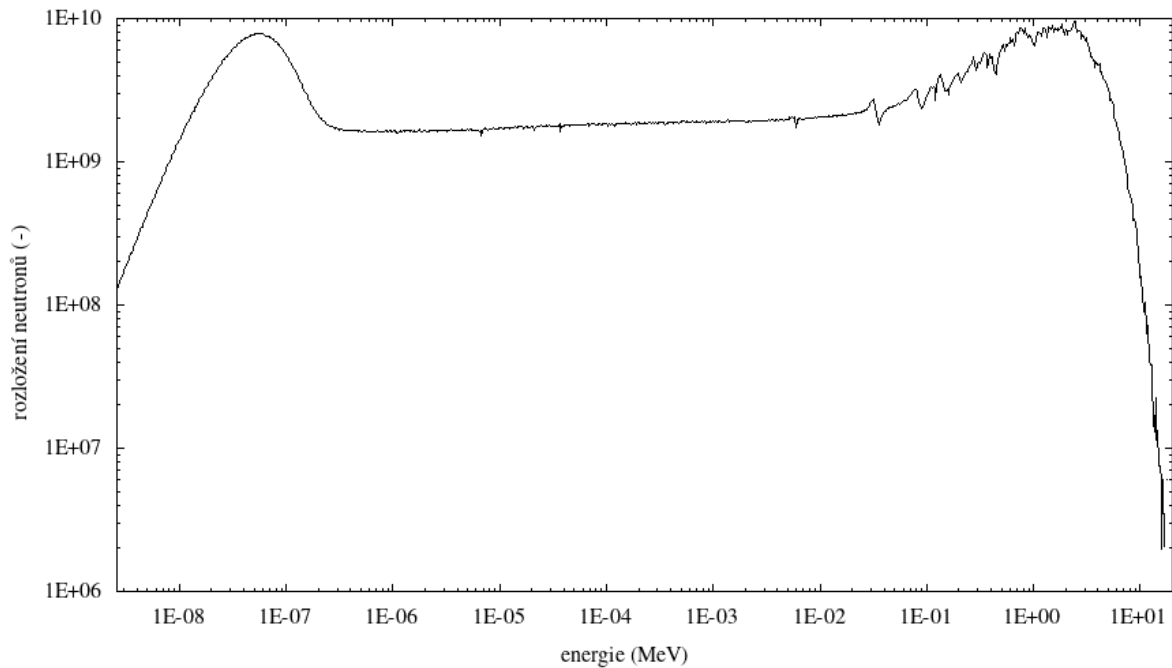
Během štěpení jaderného paliva v reaktoru je uvolňováno různé množství neutronů s různými energiemi. Rozštěpením jádra <sup>235</sup>U vznikne průměrně 2,43 neutronů [18]. Většina těchto neutronů je uvolněna prakticky okamžitě (10<sup>-17</sup> s), přičemž střední energie těchto neutronů je 2 MeV. Zbývá část (necelých 0,7 %) neutronů má původ v rozpadu produktů štěpení a je uvolněná v intervalu od 0,1 s až po přibližně 200 s. Tyto neutrony jsou označeny jako zpožděné. Průměrná počáteční energie zpožděných neutronů je v porovnání s energií okamžitých neutronů nižší, pohybuje se kolem 0,5 MeV. Neutronové spektrum v jaderném reaktoru lze obecně rozdělit na tři hlavní oblasti. Typické dělení neutronů v reaktoru je uvedeno v Tab. 16. Poměry tepelných ku středním nebo rychlým neutronům závisí na typu reaktoru. Tvar neutronového spektra se mění v rámci každé aktivní zóny. Závisí na celé řadě faktorů (druh a hustota moderátoru, vzdálenost od zdroje neutronů, teplota, vzdálenost absorpčních elementů a konstrukční prvky aktivní zóny). Ke změnám neutronového spektra dochází i postupem času vlivem rostoucího vyhoření paliva, které je ale na reaktoru VR-1 zanedbatelné vzhledem k dosahovaným výkonům.

Tab. 16: Typické dělení neutronů v jaderném reaktoru [26]

oblast	energie neutronů
tepelné neutrony	$\leq 0,5$ eV
epitermální (rezonanční) neutrony	0,5 eV - 0,1 MeV
rychlé neutrony	$\geq 0,1$ MeV

Neutronové spektrum bylo v aktivní zóně D-1 spočítáno v oblasti středové vodní mezery palivového článku MTR-VR-12. Bylo analyzováno v oblasti 0,00253 eV až 20 MeV s 1 000 energetickými oblastmi. Rozpětí bylo voleno o jeden řád vyšší na každou stranu od očekávaných píků tepelných a rychlých neutronů. Logaritmická závislost rozložení neutronů na energii v aktivní zóně D-1 je znázorněna na Obr. 19. Křivka závislosti rozložení neutronů na energii má typický průběh pro reaktor moderovaný lehkou vodou. V průběhu lze vidět dva píky pro tepelnou oblast a oblast okamžitých neutronů ze štěpení se střední energií

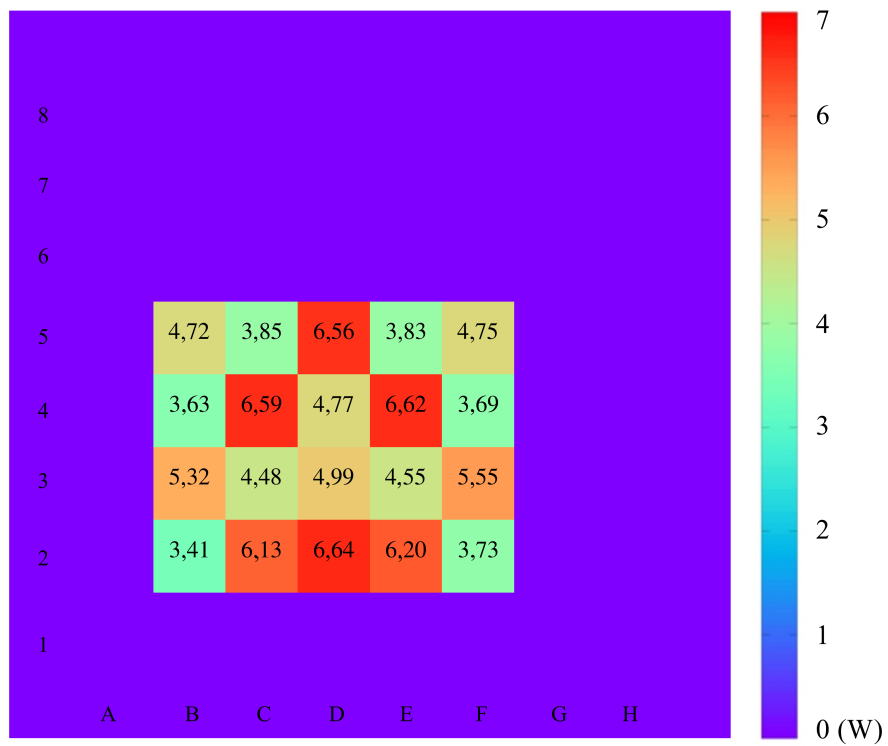
2 MeV. V oblasti středních energií je pozorován přibližně konstantní logaritmický průběh, který je vysvětlen zpomalováním neutronů v tomto rozsahu energií.



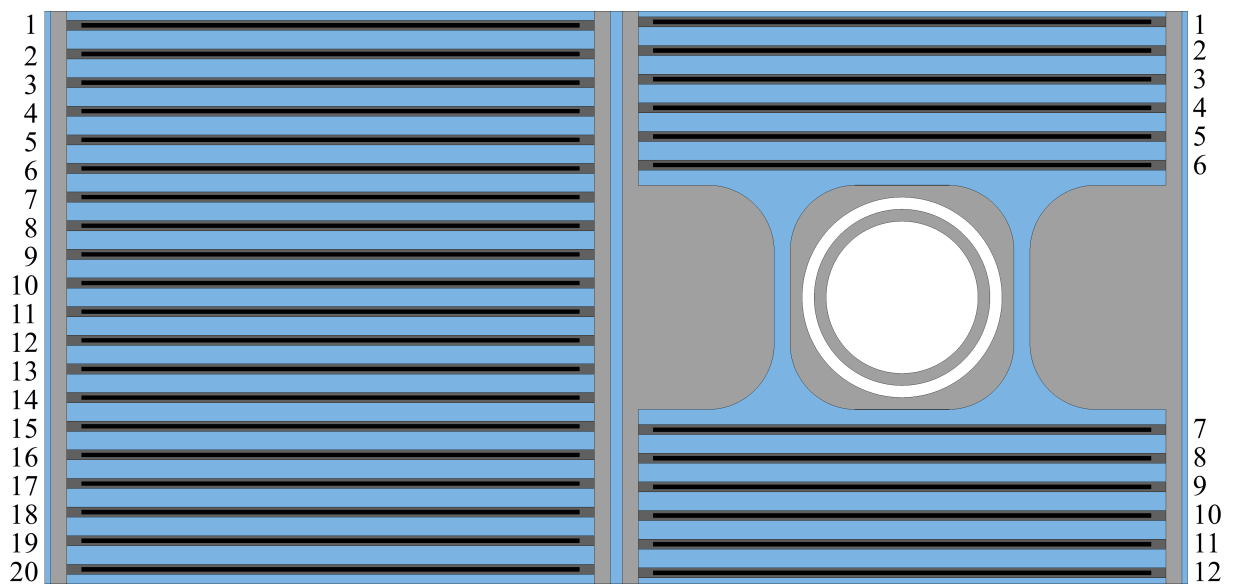
Obr. 19: Neutronové spektrum v oblasti vodní mezery palivového článku MTR-VR-12

Důležitou neutronově-fyzikální charakteristikou z pohledu tepelných analýz je relativní rozložení výkonu v aktivní zóně. Relativním rozložením výkonu v aktivní zóně je myšleno výpočetní určení, kolik jednotlivé palivové články produkují relativního výkonu. Z provedené analýzy bylo následně možné posoudit, který palivový článek a na jaké pozici, produkuje nejvyšší výkon. Tento palivový článek byl následně z hlediska konzervativního přístupu podroben termohydraulickým analýzám provedeným v kapitole 4.3. Relativní rozložení výkonu aktivní zóny D-1 je znázorněno na Obr. 20. Výpočet byl nastaven na nominální výkon reaktoru VR-1 100 W [48]. Relativní rozložení výkonu bylo normováno na zmíněnou hodnotu výkonu. Z tohoto důvodu relativní výkon odpovídá absolutnímu výkonu aktivní zóny D-1. Neurčitosti nebyly do obrázku zakresleny, protože se pohybovaly řádově v tisících W. Ve shodě s předpokladem bylo nejvyšších absolutních výkonů dosaženo v plných palivových článcích MTR-VR-20. Absolutně nejvyšší výkon byl pozorován u plného palivového článku na pozici D2. Výkon tohoto palivového článku byl 6,64 W. Naopak nejnižší výkony byly generovány v palivových článcích v rohových pozicích a ve článcích s absorpčními tyčemi zasunutými do aktivní zóny. Výkon byl generován pouze v oblasti paliva, proto jsou hodnoty výkonu v okolí aktivní zóny nulové.

Plný palivový článek MTR-VR-20 v pozici B2 a palivový článek MTR-VR-12 se středovou vodní mezerou a potrubní poštou na pozici D3 byly podrobeny podrobnější výkonové analýze. Z teorie v kapitole 3.1 vyplývá, že je nutné určit, které z vodních kanálů mezi destičkami palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 jsou horké a je do nich předáváno nejvíce tepelného výkonu. Popis jednotlivých destiček palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 je znázorněn na Obr. 21 a příslušné relativní a absolutní výkony v Tab. 17.



Obr. 20: Absolutní rozložení výkonu aktivní zóny D-1



Obr. 21: Označení palivových destiček článku MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 s potrubní počtou (vpravo)

Tab. 17: Relativní a absolutní výkon při nominálním provozu palivových destiček označených na Obr. 21

MTR-VR-20 (pozice D2)		
označení destičky	relativní výkon (%)	absolutní výkon (W)
1	5,72	0,38
2	5,39	0,36
3	5,16	0,34
4	5,04	0,33
5	4,91	0,33
6	4,83	0,32
7	4,77	0,32
8	4,72	0,31
9	4,69	0,31
10	4,69	0,31
11	4,70	0,31
12	4,71	0,31
13	4,74	0,31
14	4,78	0,32
15	4,85	0,32
16	4,94	0,33
17	5,05	0,34
18	5,20	0,35
19	5,41	0,36
20	5,70	0,38
celkem	100,00	6,64

MTR-VR-12 (pozice D3)		
označení destičky	relativní výkon (%)	absolutní výkon (W)
1	8,77	0,44
2	8,34	0,42
3	8,16	0,41
4	8,07	0,40
5	8,11	0,40
6	8,28	0,41
7	8,40	0,42
8	8,23	0,41
9	8,17	0,41
10	8,23	0,41
11	8,42	0,42
12	8,82	0,44
celkem	100,00	4,99

Z výsledků v Tab. 17 vyplývá, že vyšší výkon byl generován v destičkách na okrajích obou palivových článků oproti středovým destičkám. Vyšší hodnoty generovaného výkonu v destičkách na okrajích palivových článků byly způsobeny lepší moderačí neutronů v okolí palivových článků oproti středu palivového článku. Tato skutečnost může být pozorována také u článku MTR-VR-12, kde byl pozorován vyšší výkon v destičkách šest a sedm oproti destičkám umístěným mezi ostatními palivovými destičkami. Horký kanál v článku MTR-VR-20 byl detekován mezi dvojicemi destiček (1, 2) a (19, 20) s výkony 0,38 W a 0,36 W za nominálního provozu a ve článku MTR-VR-12 s potrubní poštou mezi dvojicemi destiček (1, 2) a (11, 12) o výkonech 0,44 W a 0,42 W za nominálního provozu. Neurčitosti nebyly do Tab. 17 vypsány, protože ve výpočtu dosahovaly řádově tisíců W.

Bezpečnostní analýzy z pohledu neutroniky prokázaly, že nově navržené jaderné palivo MTR-VR splňuje limity a podmínky pro bezpečný provoz na školním reaktoru VR-1 z neutronického hlediska. Pro komplexní posouzení vhodnosti návrhu jaderného paliva MTR-VR je potřeba provést ještě detailní bezpečnostní analýzy z pohledu termohydrauliky, které jsou předmětem následujícího textu.

### 3 Bezpečnostní hodnocení paliva na reaktoru VR-1 z pohledu termohydrauliky

Bezpečnostní hodnocení z pohledu termohydrauliky (termohydraulické bezpečnostní analýzy) slouží k analýzám a určení prostorových a časových průběhů termofyzikálních veličin (teplota, tlak, tepelný výkon a dalších). V termohydraulických bezpečnostních analýzách mohou být uvažované předpoklady či geometrie jaderného paliva zjednodušeny, umožňují to způsob a výsledné použití prováděné bezpečnostní analýzy. S nárůstem výpočetního výkonu je v dnešní době trendem prováděné úlohy spíše zpřesňovat než zjednodušovat. Hojně jsou v současnosti používány termohydraulické výpočetní kódy zaměřené přímo na konkrétní typ úlohy, aby bylo spolehlivě dosaženo požadované přesnosti. Termohydraulické bezpečnostní analýzy jsou u jaderných zařízení s zanedbatelným výkonem významné hlavně v případech odklonu od standardního provozu, tzn. v případech základních projektových událostí, rozšířených projektových podmínkách a těžkých havárií.

Termohydraulické analýzy lze rozdělovat na dvě základní kategorie z pohledu konzervativnosti výsledků. Jedná se o přístup realistický a konzervativní. Výsledky realistického přístupu (best-estimate) jsou reprezentovány fyzikálními veličinami, které odpovídají skutečnému zařízení co nejpřesněji podle inženýrského úsudku. Naproti tomu konzervativní způsob je reprezentován výsledky, které jsou co možná nejméně příznivé z pohledu bezpečnostních analýz. Do výsledků konzervativního přístupu je zahrnut vliv neurčitostí modelu, vstupních dat a použitých modelů. Volba přístupu výpočtu záleží vždy na konkrétním problému a liší se od typu úlohy. Obecně lze říci, že ve členských státech Mezinárodní agentury pro atomovou energii (IAEA) je nejčastěji používán tzv. kombinovaný přístup, který spojuje realistický i konzervativní přístup [12].

Téměř všechny termohydraulické bezpečnostní analýzy jaderných paliv výzkumných reaktorů byly v minulosti prováděny konzervativním přístupem. V poslední době jsou bezpečnostní analýzy spíše prováděny best-estimate přístupem, a tak jsou získávány realističtější představy o chování systému při rozšířených projektových podmínkách a těžkých nehodách. Pro analýzy základních projektových událostí je používáno konzervativního přístupu, zatímco pro rozšířené projektové podmínky a těžké havárie je možno použít přístup best-estimate. Konzervativní přístup pro analýzu rozšířených projektových podmínek a těžkých havárií by byl až příliš limitujícím faktorem pro návrh jaderného zařízení a nepříznivě by ovlivňoval ekonomiku provozu.

#### 3.1 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení integrálními kódy

Stejně jako u neutronových kódů, tak i kódy termohydraulické lze dělit na stochastické a deterministické. Stochastický přístup umožňuje dosažení vyšších přesností výsledků na úkor vyšší výpočetní náročnosti. Stochastický přístup reprezentují tzv. Computational Fluid Dynamics (CFD) výpočetní kódy. Výpočetní kódy CFD jsou standardně používány na analýzy menších celků. Na simulace celé aktivní zóny se používají jen velmi zřídka právě díky zmíněné velké výpočetní náročnosti. Deterministické výpočetní kódy, někdy také integrální, jsou používány na výpočet celého systému tvořeného spojením řady různých komponent. Důležitým aspektem integrálních kódů je možnost sledování odezvy systému na vybranou iniciační událost. Obecně platí, že deterministické kódy jsou v jaderné oblasti využívány více, avšak v poslední době se díky vyšším výpočetním výkonům používají stochastické kódy častěji než tomu bylo v minulosti.

Příprava výpočtu pro termohydraulické bezpečnostní analýzy v integrálním kódu se provádí rozdílným způsobem oproti přípravě výpočtu ve stochastickém neutronickém kódu. V případě neutronického výpočtu je zásadní postihnout co možná nejpřesněji zkoumanou

geometrii ve všech rozměrech a přesné materiálové složení komponent v modelu. Model v integrálních termohydraulických kódech je oprostěn od stejné míry přesnosti. Princip teorie podobnostních výpočtů, kterými jsou vystavěny integrální kódy, neumožňuje vyšší míru detailů výsledků. Dále jsou termohydraulické výpočty často používány pro analýzy úloh velmi rozsáhlých systémů, ve kterých je téměř nemožné postihnout veškeré detaily.

Uživatelská možnost ovlivňování jednotlivých aspektů řešené úlohy integrálních výpočetních kódů je velmi omezená. Integrální výpočetní kódy využívají řadu přednastavených rovnic a opravných faktorů, které uživatel nemůže v rámci výpočtu měnit. Integrální kódy disponují předdefinovanými základními komponentami, jejichž fyzikální chování je určováno pevně konstitutivními rovnicemi a uživatel systém popisuje pouze za pomoci charakteristických rozměrů komponenty. Z toho plyne, že hlavním problémem při tvorbě termohydraulických modelů integrálními kódy je převod reálného systému do předem definovaných komponent a v rámci omezeného rozsahu určit typy přiblížení, které mohou být využity. Volená přiblížení také zajišťují numerickou konvergenci a stabilitu výpočtu.

Obecně je problematika převodu skutečného zařízení do definovaných komponent integrálního kódu nazývána nodalizace. Nodalizace je závislá na uživateli a neexistuje zcela správný postup jak má být nodalizace daného zařízení do kontrolních objemů zvolena. Dalším problémem modelování v integrálních kódech je vhodné nastavení rozměrů výpočetních buněk. Počet a velikost výpočetních buněk má vliv na dobu a na konvergenci řešení. Konstitutivní rovnice jsou v kontrolních objemech založeny na průměrování hodnot fyzikálních veličin a integrální kódy často využívají uměle vložené hodnoty viskozit tekutin, aby bylo dosaženo stability řešení. Při zvolení příliš jemného dělení na kontrolní objemy může dojít k porušení těchto bodů a výpočet může divergovat. Při zvolení příliš velkých kontrolních objemů zase dochází k vysokým nepřesnostem a není tak zajištěna dostatečná přesnost výpočtu [14].

Další vlastností integrálních kódů je simulace proudění tekutiny jedno-dimenzionálním přiblížením. V bezpečnostních analýzách aktivní zóny je tato vlastnost vhodným předpokladem, jelikož lze proudění aktivní zónou dobře aproximovat jako vertikální jedno-dimenzionální. Naopak u komponent, které při výpočtu vyžadují vícerozměrný přístup (slučování, dělení proudu), nemusí být volba integrálního kódu nejvýhodnější.

Integrálními kódy nelze provádět výpočet stacionárních stavů. Termínem stacionární stav je v problematice integrálních kódů ve skutečnosti myšlen stav přechodový, který poskytuje dostatečně shodné výsledky po dlouhou dobu simulace. Pro dosažení tohoto tzv. pseudo-stacionárního stavu musí být uživatelem pečlivě zvoleny počáteční a okrajové podmínky. Následně je nutné ověřit, že ve všech kontrolních objemech je dosaženo stacionarity zkoumaných fyzikálních veličin.

Nezbytnou součástí použití integrálních termohydraulických kódů je jejich verifikace a validace [17]. V případě výpočetních kódů používaných pro termohydraulické bezpečnostní hodnocení jaderných zařízení jsou procesy ověřování výpočetních kódů ještě důležitější než v případě nejaderných oborů. Verifikace je proces ověření, že numerické výpočty ve výpočetních kódech řeší rovnice vycházející z fyzikálních úvah a teorie o modelovaném problému, tzn. že výsledek výpočtu je skutečným řešením nebo alespoň aproximací řešení skutečného zařízení. Validace ověřuje platnost fyzikálního modelu porovnáním s experimentálními nebo provozními měřeními. Proces validace vždy probíhá až po procesu verifikace z důvodů vyšších nákladů na experimenty, které jsou s validacemi spojeny. V integrálních termohydraulických výpočetních kódech je model pouze přibližným popisem reálného zařízení a validace je nezbytným prvkem pro určení neurčitostí výpočtu, které musí být brány v potaz při vyhodnocování výsledků výpočtu při termohydraulických bezpečnostních analýzách.

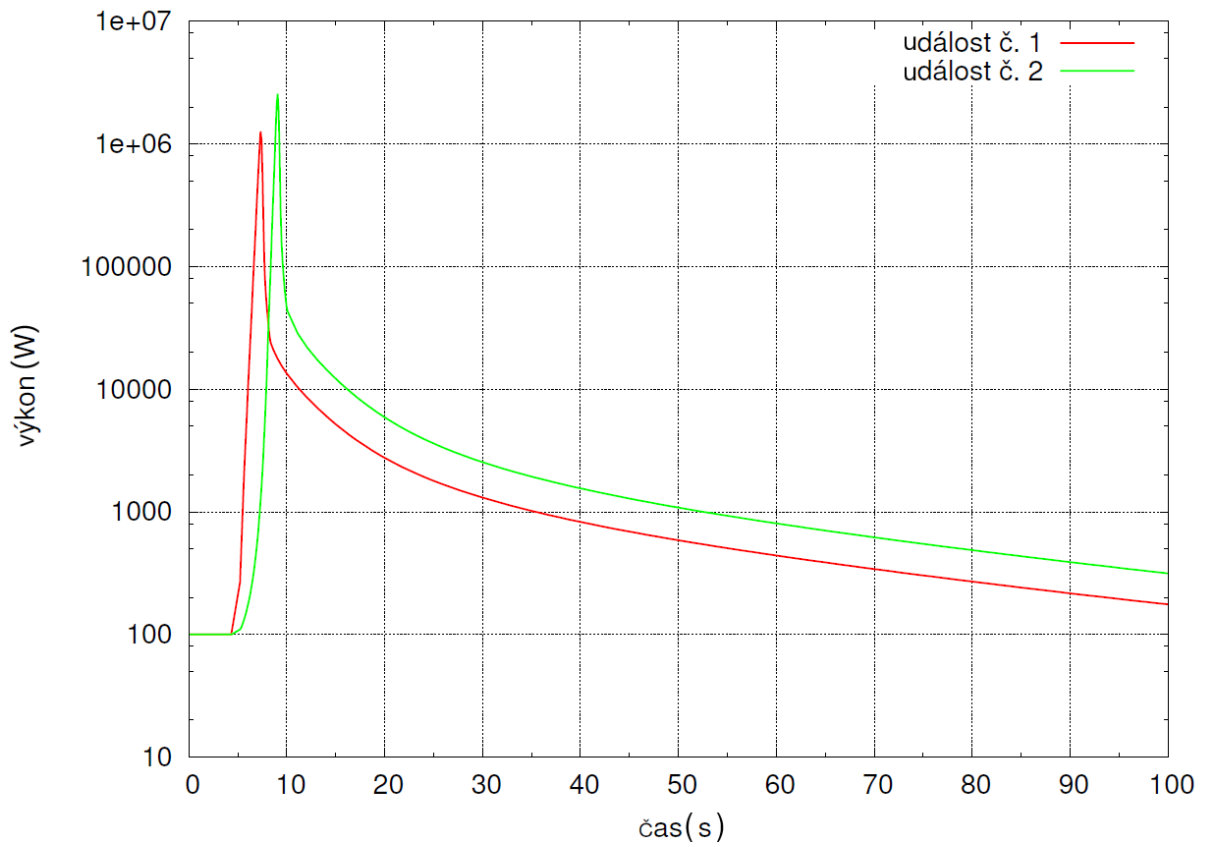
### 3.2 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení aktivní zóny reaktoru VR-1 s palivem IRT-4M

K provedení termohydraulických bezpečnostních analýz aktivní zóny reaktoru VR-1 s palivem IRT-4M byl použit integrální výpočetní kód. Integrální výpočetní kódy jsou standardně na pracovišti reaktoru VR-1 používány od roku 2017, kdy byly pro termohydraulické bezpečnostní analýzy standardizovány [15]. Historicky vycházejí termohydraulické bezpečnostní analýzy školního reaktoru VR-1 z dokumentu [27], kde jsou poprvé analyzovány hypotetické havárie související se zavedením kladné reaktivity zapříčiněné nekontrolovatelným vysouváním absorpční tyče. Původní modely termohydraulických bezpečnostních hodnocení byly následně převedeny do integrálního výpočetního kódu. Dokument [55] byl použit jako základ pro přípravu vstupních souborů pro termohydraulické bezpečnostní hodnocení aktivní zón reaktoru VR-1 s palivem IRT-4M.

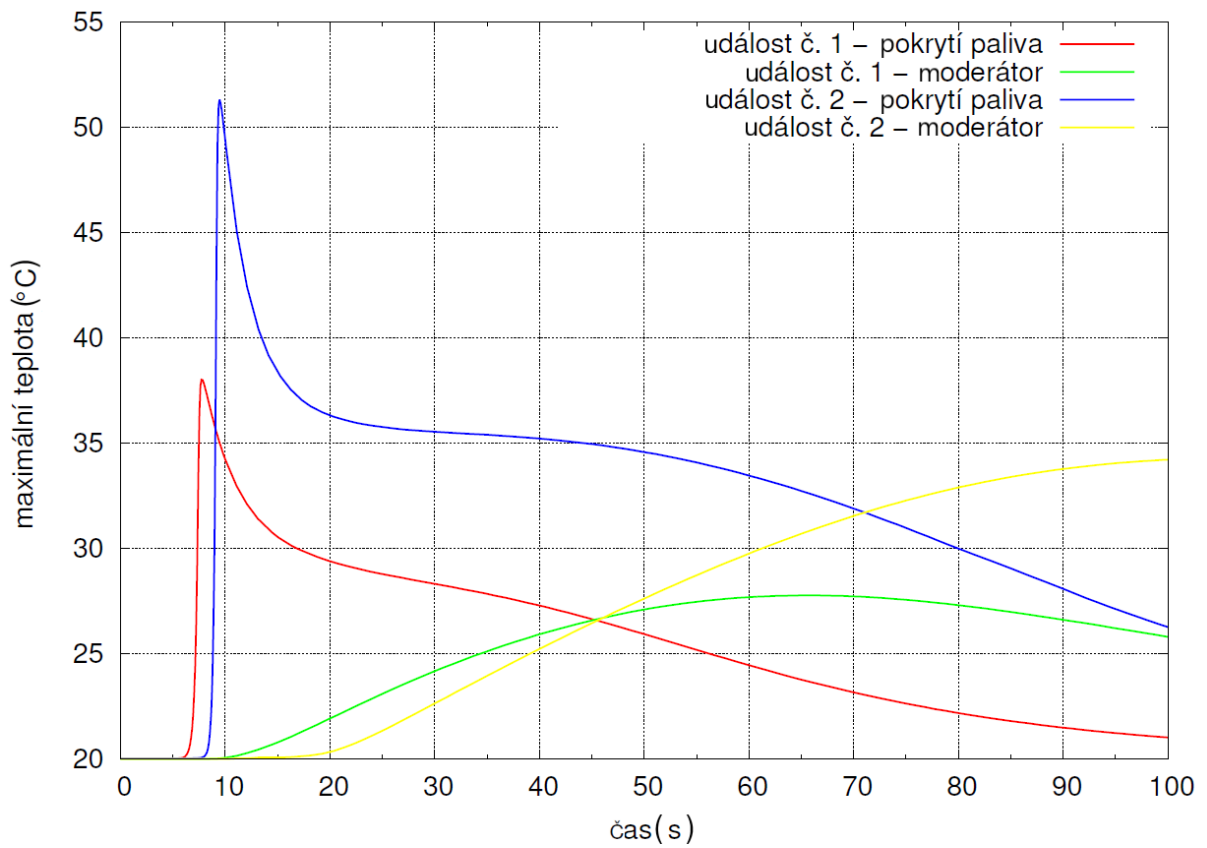
V souvislosti s termohydraulickým bezpečnostním hodnocením reaktoru VR-1 popsaném v bezpečnostní zprávě [48] byly analyzovány dva typy událostí. Jedná se o základní projektové události a rozšířené projektové podmínky. Kategorie těžkých havárií, tedy havárií s tavením paliva, nebyla na reaktoru VR-1 zkoumána z důvodu nemožnosti této události dosáhnout. Základní projektové události jsou takové události, při kterých je vyloučena možnost poškození palivových článků. V průběhu základních projektových událostí je předpokládána správná funkce bezpečnostních systémů.

U analyzovaných základních projektových událostí je uvažováno několik druhů inicializačních událostí. Jedná se o inicializační události ztráty napájení, zavedení kladné reaktivity, ztráty chladiva/průtoku palivovými články, vnitřní události, vnější události a inicializační události vyvolané lidským faktorem [48]. Na integritu palivových článků mají teoreticky vliv jen inicializační události spojené se zavedením kladné reaktivity. Konkrétně byly zkoumány dvě možné příčiny, a to selhání struktury experimentálního vybavení (událost č. 1) a chybné zavedení palivového článku do aktivní zóny během základního kritického experimentu (událost č. 2). Ostatní možné příčiny, jako například nekontrolovatelné vysouvání absorpční tyče, lze zahrnout do již analyzovaných příčin za použití obálkové metody.

Obě sledované příčiny je nutné analyzovat konzervativním přístupem, který je při termohydraulických bezpečnostních analýzách nutné uvažovat. Inicializační událost č. 1 byla shrnuta zvýšením reaktivity o  $1,2 \beta_{ef}$  za  $0,3$  s z kritického stavu. Na základě analýzy byla inicializační událost č. 2 popsána zvýšením reaktivity o  $1,3 \beta_{ef}$  za  $3$  s z kritického stavu. Následné odstavení reaktoru bylo spuštěno  $2$  s po dosažení výrazné výkonové změny. Je popsáno pádem všech absorpčních tyčí, přičemž je konzervativně uvažováno, že je absorpční tyč s nejvyšší vahou zaseknutá. Doba pádu absorpčních tyčí je  $1$  s s celkovou vahou  $5 \beta_{ef}$ . Na Obr. 22 je zobrazena závislost výkonu reaktoru na čase při definovaných událostech.



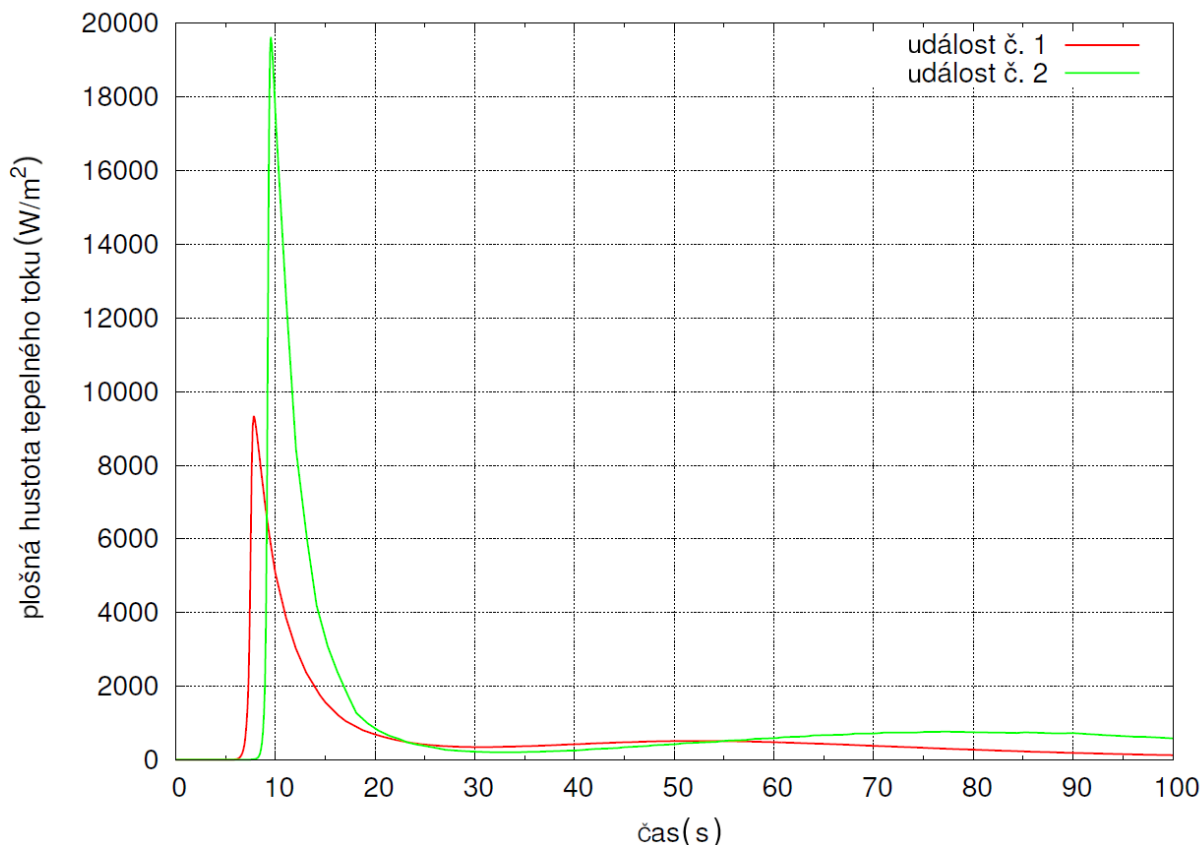
Obr. 22: Průběh výkonu během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48]



Obr. 23: Průběh maximálních teplot během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48]



Z termohydraulické bezpečnostní analýzy je patrné, že mezi šestou a sedmou vteřinou dochází ke změně výkonu systému průměrnou rychlostí 400 %/s, přičemž ochranná úroveň reaktoru VR-1 je nastavena na 6 %/s. Pro obě definované události bylo dosaženo výkonu přes 1 MW. V deváté vteřině byl zahájen proces odstavení vyvolaný pádem tyčí. Výkon systému skokově poklesl na přibližně polovinu a poté postupně klesal podle průběhu exponenciální funkce.



Obr. 24: Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během základních projektových událostí č. 1 a 2 [48]

Na Obr. 23 jsou zobrazeny závislosti maximálních teplot pokrytí palivových článků a moderátoru. Z termohydraulické bezpečnostní analýzy vyplývá, že pro událost č. 1 je dosaženo maximální teploty pokrytí 38 °C a pro událost č. 2 teploty 51 °C. Maximálních teplot pokrytí je dosaženo ve výkonovém píku a výstupní teplota je pod bodem sytosti. Teplota moderátoru je zvyšována plynuleji než teplota pokrytí a následné snižování má také mírnější trend. Jev je zapříčiněn vysokou hodnotou měrné tepelné kapacity vody. Maximální teploty moderátoru jsou pozorovány až po určité době.

Další analyzovanou fyzikální veličinou, na kterou jsou kladeny požadavky, je maximální plošná hustota tepelného toku předávaná z paliva do chladiva. Na Obr. 24 je zobrazena závislost plošné hustoty tepelného toku na čase od vzniku inicializační události. Pro událost č. 1 dosahuje maximální plošný tepelný tok 9 kW/m<sup>2</sup> a pro událost č. 2 hodnoty 19,5 kW/m<sup>2</sup>.

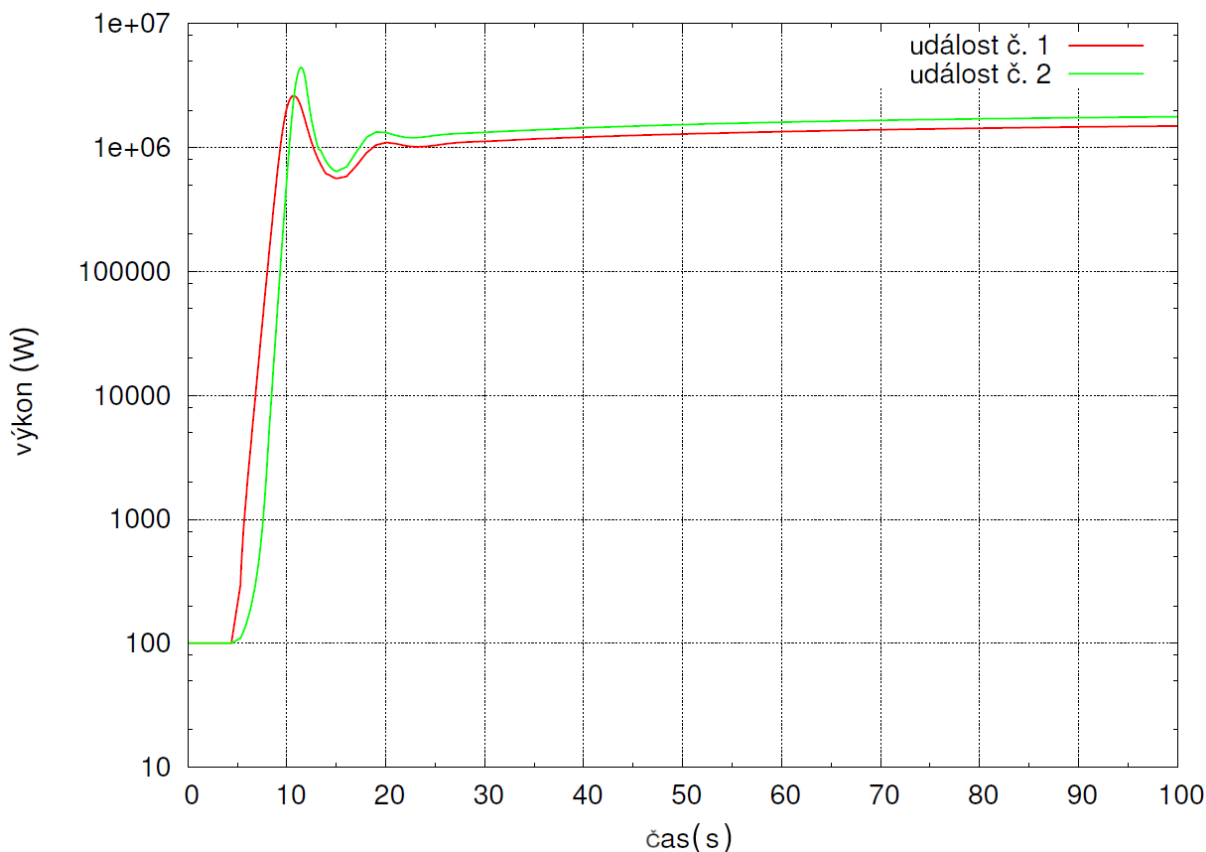
Výstupní hodnoty provedených termohydraulických bezpečnostních analýz bylo nutné následně srovnat s kritérii přijatelnosti pro jaderné palivo IRT-4M, která byla definována výrobcem paliva. Kritéria přijatelnosti pro základní projektové události paliva IRT-4M jsou popsána v Tab. 18. Srovnáním kritérií přijatelnosti s výsledky základních projektových událostí bylo prokázáno, že jaderné palivo IRT-4M splňuje požadavky, které na něj klade výrobce.

Tab. 18: Kritéria přijatelnosti pro parametry palivových článků IRT-4M při základní projektové události [48]

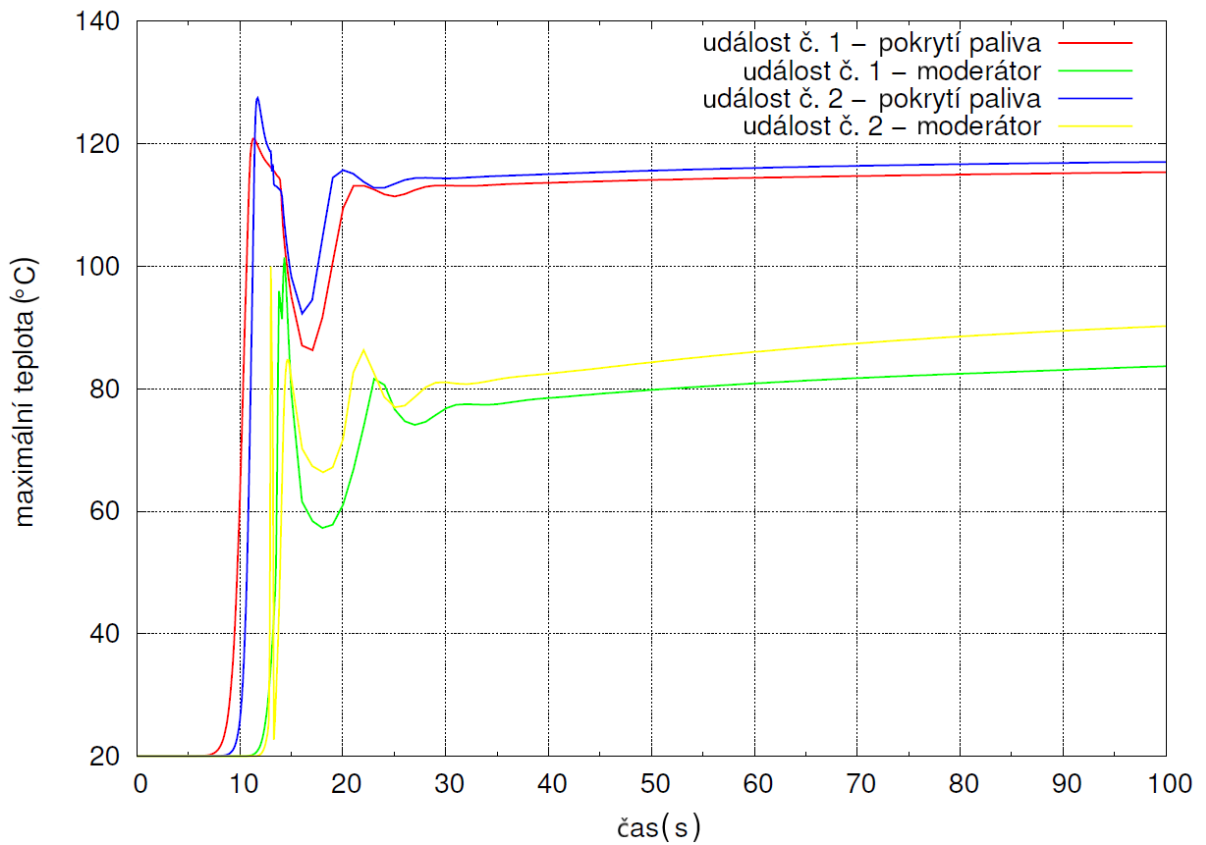
kritérium	hodnota
tlak na vstupu	0,132 MPa
rozdíl tlaku na vstupu a výstupu	0,039 MPa
maximální rychlost proudění chladiva	3,6 m/s
maximální teplota chladiva na vstupu	45 °C
maximální teplota pokrytí palivového článku	98 °C
maximální teplota chladiva	100 °C
maximální hustota tepelného toku	0,96 MW/m <sup>2</sup>

Rozšířené projektové podmínky vycházejí ze stejných inicializačních událostí jako základní projektové události, ale předpokládá se při nich nefunkčnost bezpečnostních systémů a nemožnost odstavení reaktoru. Nemožnost odstavení reaktoru je předpokládána ze strany automatického řídicího systému i ze strany operátora. Kritéria přijatelnosti pro rozšířené projektové podmínky jsou definovány na základě teploty tavení pokrytí, které je tvořeno hliníkovou slitinou SAV-1. Teplota tavení slitiny SAV-1 je 550 - 580 °C [49]. Při termo-hydraulických bezpečnostních analýzách rozšířených projektových událostí je sledována maximální teplota pokrytí nejzatíženějšího palivového článku. Konzervativním přístupem se zohledněním inženýrské rezervy je voleno kritérium přijatelnosti jako 70 % teploty tavení palivového pokrytí na 400 °C.

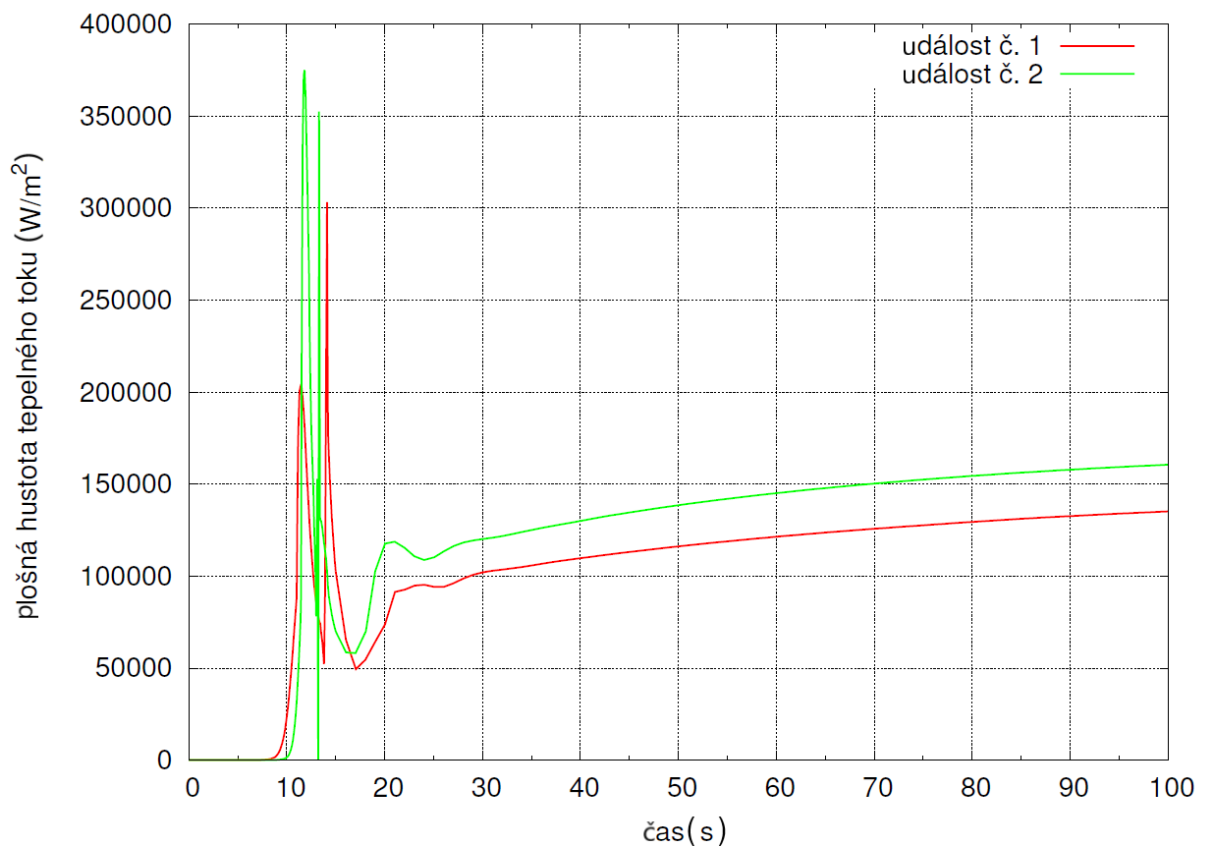
Na Obr. 25 až Obr. 27 jsou závislosti výkonu, maximálních teplot pokrytí, chladiva a plošné hustoty tepelného toku pro rozšířené projektové podmínky č. 1 a 2.



Obr. 25: Průběh výkonu během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48]



Obr. 26: Průběh maximálních teplot během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48]



Obr. 27: Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku během rozšířených projektových podmínek č. 1 a 2 [48]

Analyzované události rozšířených projektových podmínek ukazují, že dochází k překročení limitu garantující těsnost palivových článků. Lze tak předpokládat, že při těchto událostech dojde v nejzatíženějších místech aktivní zóny k lokálnímu porušení palivových článků IRT-4M. Maximální teploty pokrytí jsou nízké, takže tavení slitiny SAV-1 je s dostatečnou rezervou vyloučeno. Vlivem teplotního šoku lze s velkou pravděpodobností očekávat porušení pokrytí, které je spíše lokálního charakteru. K povrchovému varu dochází během výkonového píku události č. 2. Následně jsou vytvořeny dočasné nestability proudění a krátkodobé oscilace sledovaných fyzikálních veličin. Výstupní teplota chladiva je pod bodem sytosti a nedochází tak k objemovému varu.

Termohydraulické bezpečnostní hodnocení těžkých havárií, ve smyslu definice v [8], nemusí být analyzováno, protože lze bezpečně předpokládat, že k takovým událostem na reaktoru VR-1 nedojde. Analyzované rozšířené projektové podmínky mají takový průběh, že i bez zásahu bezpečnostního systému dojde k ustálení parametrů na hodnotách, které zabraňují dalšímu poškození palivových článků IRT-4M. Kvůli velké zásobě chladicí vody v nádobě H01 je umožněno dlouhodobé udržení parametrů na téměř konstantních hodnotách i v případě vypnutého oběhového čerpadla. Průměrná teplota chladiva je při rozšířených projektových podmínkách zvyšována rychlostí 1 °C za 40 vteřin. Členové směny reaktoru mají dostatečný čas k znovuzprovoznění bezpečnostních systémů. V případě nefunkčnosti bezpečnostních systémů může být manuálně odpojeno elektrické napájení absorpčních tyčí. Vlivem gravitačního zrychlení dojde k jejich spadnutí do aktivní zóny a následně k okamžitému odstavení reaktoru. Teplota chladiva a pokrytí je v odstaveném reaktoru postupně snižována až do hodnoty teploty okolí. Podrobná termohydraulická bezpečnostní analýza rozšířených projektových podmínek s následným manuálním odstavením reaktoru je provedena v [48].

### 3.3 Termohydraulické bezpečnostní hodnocení deskového paliva integrálními výpočetními kódy

Z rešerše termohydraulických bezpečnostních analýz deskových paliv na výzkumných jaderných zařízeních ve světě vyplývá, že existují tři způsoby aproximace palivových článků integrálními výpočetními kódy. Každý z těchto přístupů má své výhody a nevýhody a každý z přístupů je vhodný pro jiný typ úlohy. Možné způsoby modelování palivových článků jsou aproximace:

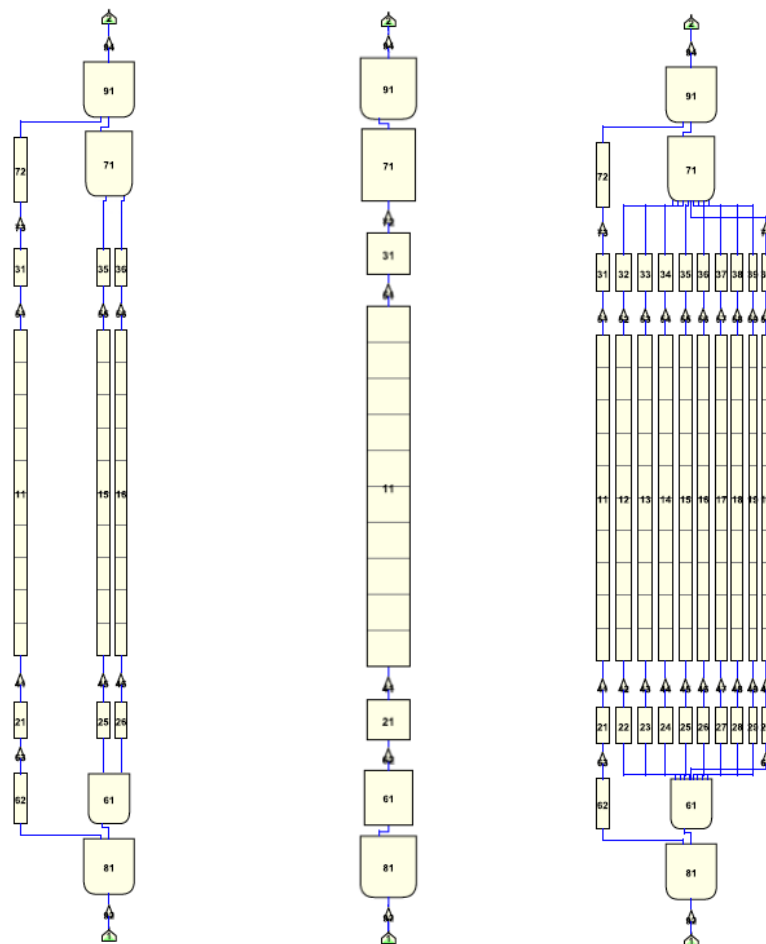
- horkým, průměrným a obtokovým kanálem,
- průměrným kanálem a
- kompletně celým palivovým článkem.

Nejrozšířenější způsob modelování deskového paliva integrálními kódy je metoda horkého (hot), průměrného (average) a obtokového (bypass) kanálu. Metoda spočítá v aproximaci palivového článku třemi zmíněnými druhy kanálů. Horký kanál je reprezentován kanálem, do kterého je předáván největší tepelný tok v rámci palivového článku. V důsledku toho je v horkém kanálu dosahováno nejvyšších teplot chladiva v porovnání s ostatními kanály. V horkém kanálu potenciálně hrozí vznik parní fáze, která je nežádoucí z hlediska neutronického (kladná zpětná vazba reaktivity) a i z hlediska termofyzikálního (krize varu prvního druhu). Problematika vzniku parních jader je důležitá především u reaktorů vyšších výkonů (od vyšších jednotek MW). Průměrný kanál je kanál, který věrohodně reprezentuje kanál chladiva se středními hodnotami všech fyzikálních veličin. Mezera mezi jednotlivými palivovými články je reprezentována obtokovým kanálem. Aproximace horkým, průměrným a obtokovým kanálem je řazena mezi konzervativní přístupy modelování

palivových článků [19]. Je používána v případech, kdy reaktor dosahuje tepelného výkonu vyššího než jednotky MW.

Modelování palivových článků deskového paliva průměrným kanálem je používána u deskových paliv v menším měřítku než metoda horkého, průměrného a obtokového kanálu. Způsob modelování průměrným kanálem je založen na aproximaci palivového článku jediným sjednoceným kanálem, kterým protéká tekutina o středních parametrech. Středování je provedeno přes všechny kanály daného palivového článku. Výhodou tohoto přístupu je jeho jednoduchost a nízká výpočetní náročnost, nevýhodou může být nedostatečná přesnost a nezohlednění všech jevů probíhajících v článku závislých na prostoru. Je používána v případech, kdy reaktor dosahuje nízkých tepelných výkonů (maximálně nízké jednotky MW) a v případech modelování celých aktivních zón.

Nejméně rozšířenou metodou modelování deskových paliv integrálními kódy je metoda celého palivového článku (komplexní přístup). V tomto přístupu je každý kanál mezi destičkami modelován zvlášť. V modelu je také zahrnut obtokový kanál. Výhodou komplexního přístupu je podrobná analýza každého jednoho kanálu, která je při některých aplikacích výhodná provést. Při celozónových výpočtech s mnoha palivovými články není tento přístup vhodný. Důvodem je zkombinování palivových článků a následné rozdělení průtoku chladiva do úzkých štěrbin mezi nimi. V integrálních kódech tak často dojde k divergentnímu výpočtu či jinému nefyzikálnímu řešení soustavy. Komplexní přístup je vhodné použít pro termohydraulické analýzy samostatného palivového článku deskového paliva.



Obr. 28: Grafické znázornění rozdílných přístupů modelování deskového paliva v integrálním kódu [14], upraveno

Grafické znázornění problematiky rozdílných přístupů modelování je na Obr. 28. Vykresleny jsou všechny tři přístupy modelu shodného palivového článku deskového paliva v integrálním výpočetním kódu. Vlevo je znázorněn přístup rozdělení palivového článku na horký, průměrný a obtokový kanál, uprostřed je palivový článek aproximován průměrným kanálem a vpravo je znázorněn komplexní model palivového článku.

Pro úplnou tvorbu modelu deskového paliva pro integrální výpočetní kód je nutné definovat, jaký typ proudění palivovým článkem protéká. Může být definováno proudění nucené a přirozené. Nucené proudění (konvekce) je mechanismus, ve kterém je pohyb tekutiny generován vnějším zdrojem. Vnější zdroj může být čerpadlo, ventilátor sací zařízení apod. V integrálních kódech jsou zmíněná zařízení reprezentována komponentou čerpadla. Nucená konvekce umožňuje velmi efektivní transport značného množství tepelné energie, proto je využívána u systémů s vysokým generovaným tepelným výkonem.

Přirozená konvekce je způsob přenosu tepla, při kterém je ovlivňován pohyb tekutiny jen fyzikálními zákonitostmi. Vliv vnějších faktorů při přirozené konvekci na tekutinu je nulový. Pohyb molekul v tekutině je způsoben rozdíly mezi hustotami různých oblastí téže tekutiny. Hustota tekutiny je snižována při zahřívání a naopak zvyšována při ochlazení. Tento jev je vysvětlen tepelnou roztažností tekutiny, kdy s rostoucí teplotou se zvyšuje rychlost molekul, což má za následek zvětšení objemu tekutiny. Objem je zvětšován, ale hmotnost tekutiny zůstává konstantní, hustota tímto klesá. Když je ohřívána tekutina u dna nádoby, hustota spodní vrstvy tekutiny klesá. Oblast tekutiny s nižší hustotou má tendenci se pohybovat k horní části nádoby. Tekutina v horní části nádoby nahradí spodní oblast tekutiny. Jevo přirozené konvekce je typicky pozorován u reaktorů nulového výkonu bez nutnosti chlazení nuceným prouděním, které odvádí více tepelného výkonu. Chlazení aktivní zóny na školním reaktoru VR-1 se provádí způsobem přirozené konvekce. Hlavní příspěvek k hybnosti přirozeného proudění moderátoru během základních projektových událostí a rozšířených projektových podmínek je zapříčiněn postupným ohřevem chladiva.

Stejně jako k aproximacím palivového článku deskového paliva lze přistupovat i k zjednodušení celé aktivní zóny. Aktivní zóna může být zjednodušena stejnými přístupy, tedy přístupem horkého palivového článku, průměrného palivového článku a obtokovým kanálem, kterým je myšleno proudění kolem aktivní zóny. Dalšími přístupy jsou modely pouze průměrného palivového článku a modely celé aktivní zóny se všemi palivovými články. Při zjednodušení horkým, průměrným palivovým článkem a obtokovým kanálem kolem aktivní zóny je nutné analyzovat, který palivový článek je horký, tzn. chladivo v něm protékající má nejvyšší teplotu ze všech palivových článků v aktivní zóně. Přístup průměrným článkem je reprezentován pouze jedním palivovým článkem, který představuje celou zjednodušenou aktivní zónu. Přístup modelování kompletně celé aktivní zóny se všemi kanály není příliš rozšířený kvůli častým divergentním či nefyzikálním řešením způsobeným složitostí geometrie.

Na výzkumných reaktorech ve světě jsou používány všechny tři zmíněné přístupy modelování aktivních zón s deskovým jaderným palivem integrálními výpočetními kódy. Z důvodu nalezení nejvhodnějšího přístupu modelování aktivní zóny reaktoru VR-1 s deskovým jaderným palivem MTR-VR byla provedena rešerše několika výzkumných reaktorů ve světě, kde jsou používány desková paliva. Dále bylo zjištěno, jakým přístupem modelování aktivní zóny je analyzováno termohydraulické bezpečnostní hodnocení na těchto reaktorech. V Tab. 19 je uvedeno, jaké výzkumné reaktory ve světě byly analyzovány. Je uveden jejich nominální tepelný výkon a v posledním sloupečku je popsáno, jakým přístupem jsou aktivní zóny s deskovými palivy na zmíněných reaktorech modelovány. Všechna jaderná paliva používaná na výzkumných reaktorech popsaných v tabulce mají deskovou geometrii a byla modelována integrálním kódem. Výpočetní modely všech analyzovaných reaktorů byly provedeny s nucenou konvekci chladiva aktivní zónou.

Tab. 19: Přístupy modelování aktivních zón s deskovými jadernými palivy v integrálním výpočetním kódu

výzkumný reaktor	výkon (MW)	přístup modelování
MITR [9]	5 - 6	horký + průměrný + obtokový
Bandung TRIGA Reactor [53], [23]	1 - 2	průměrný
TRIGA reaktory [35]	3	průměrný
Tehran Research Reactor [25]	5	horký + průměrný + obtokový
JRR-3M [21]	20	horký + průměrný + obtokový
NIST Research Reactor [2]	20	horký + průměrný + obtokový
Material Testing Reactor [24]	5	horký + průměrný + obtokový
RSG-GAS Reactor [22]	30	horký + průměrný + obtokový

Z Tab. 19 vyplývá, že je zvykem integrálními kódy modelovat aktivní zóny výzkumných reaktorů s vyššími výkony (vyšší jednotky MW) přístupem horkého a průměrného palivového článku s obtokem. Aktivní zóny s deskovými jadernými palivy výzkumných reaktorů s relativně nízkými výkony (nižší jednotky MW) jsou modelovány přístupem průměrného palivového článku. Přístupy jsou voleny podle očekávání, neboť u reaktorů s vyššími výkony je důležité analyzovat vliv vysokého tepelného výkonu, který je předáván do chladiva v horkém palivovém článku. U reaktorů s výkonem do 3 MW není potřeba uvažovat přístup aktivní zóny na horký, průměrný palivový článek a obtok kolem aktivní zóny z důvodu relativně nízkých hodnot předávaného tepelného výkonu do chladiva a bezpečné rezervy od varu chladiva. Přístup modelování kompletně celé aktivní zóny nebyl použit ani pro jednu aktivní zónu v analyzovaných dokumentech.

## 4 Předběžné bezpečnostní hodnocení deskového paliva MTR-VR z pohledu termohydrauliky

Předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení bylo provedeno výpočetním kódem Reactor Excursion and Leak Analysis Program (RELAP5), který se na reaktoru VR-1 standardně používá pro termohydraulické hodnocení. V první části kapitoly je podrobně představen výpočetní kód RELAP5.

### 4.1 Výpočetní kód RELAP5

Výpočetní kód RELAP5/MOD3 je v pořadí již třetí hlavní verzí termohydraulického kódu RELAP5. První verze kódu RELAP5 byla vyvinuta v roce 1979 v Idaho National Laboratory a je tímto institutem, spolu s Ministerstvem energetiky Spojených států amerických, kontinálně vyvíjena až do dnešní doby. Poslední verzí jednodimenzionálního kódu RELAP5 je Patch 05 vydaný v roce 2017 [16]. Díky vyšším výpočetním výkonům je v dnešní době vyvíjena také třidimenzionální verze kódu RELAP5 (RELAP5-3D), která byla uvedena v roce 1997 a poslední verze byla vydána v roce 2018.

Kód RELAP5 je termohydraulický výpočetní kód, který je napsán v programovacím jazyce Fortran 77. Program je často používán pro analýzy provozních a přechodových stavů jaderného reaktoru. Kód RELAP5 lze použít pro výpočet návrhu reaktoru, výpočty termohydraulických bezpečnostních analýz, pro školení operátorů i jako vzdělávací nástroj na univerzitách. Uživateli je umožněno simulovat propojené chování aktivní zóny, reaktoru i případně celého primárního a sekundárního okruhu. Šíření tepla může být v kódu RELAP5 definováno v deskové, sférické nebo cylindrické geometrii. V rámci kódu může být namodelována reaktorová nádoba, palivo, absorpční tyče, tepelné výměníky, čerpadla, turbíny, ventily apod. V kódu RELAP5 je definováno přes 25 různých tekutin, včetně vody, plynů, tekutých solí a tekutých kovů.

Výpočetní kód RELAP5 umožňuje modelovat jednofázové proudění, dvoufázové proudění směsi vody a vodní páry. Ve výpočtu dvoufázového proudění lze uživatelem definovat, která zjednodušení mají být použita. Zjednodušení mohou být různá, například uvažování homogenního proudění, zanedbání tření nebo uvažování rovnosti teplot vody a vodní páry. Pohybové rovnice dvousložkové směsi jsou formulovány pro parametry proudění ve sledovaném objemu a jsou středovány za daný časový interval. Termohydraulika proudění je řešena osmiválcovým modelem, kde nezávislé proměnné jsou čas a poloha. V hydrodynamických rovnicích jsou definovány speciální konstitutivní vztahy pro jevy jako například kondenzace nebo podchlazený var. Rovnice zákonů zachování jsou řešeny metodou konečných diferencí [16].

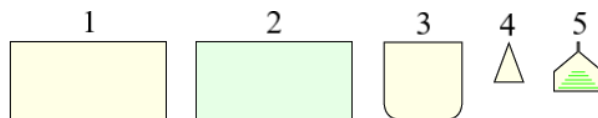
Přenos tepla přes pevné hranice systému je v uživateli zvolených objemech řešen tepelnými strukturami. Model tepelné struktury může být reprezentován například palivovým proutkem, deskovým palivem nebo elektroohřívákem. V rámci tepelných struktur je uvažován jednodimenzionální přenos tepla. Tepelný zdroj lze uživatelem definovat jako proměnný za pomoci tabulek a jeho závislost může být popsána pomocí rovnic kinetiky reaktoru. Dále jsou v kódu RELAP5 definovány konstitutivní vztahy pro přenos tepla varem a kondenzací.

Při definici zdroje tepla jaderným palivem jsou pro výpočet použity integrované rovnice jednobodové kinetiky. Uživatelem může být dále libovolně rozdělen generovaný tepelný výkon mezi jednotlivé tepelné struktury. V rámci jednoho výpočetního cyklu je rozložení generovaného výkonu vždy pevně zadané. Jednobodovým modelem kinetiky reaktoru je možné spočítat okamžitý výkon a teplo ze štěpení tepelnými neutrony. Ve výpočtech jsou zahrnuty teplotní zpětné vazby, které mají pro problematiku termohydraulických



bezpečnostních analýz klíčový význam. Diferenciální rovnice jednobodové kinetiky jsou řešeny numericky modifikovanou Runge-Kuttovou metodou [16].

V kódu RELAP5 je definováno celkem sedmnáct typů komponent. Díky těmto komponentám může být namodelováno mnoho různých úloh. V následujícím textu je podrobněji popsáno pět komponent, které jsou použity při modelování paliva MTR-VR. Grafické zobrazení jednotlivých komponent je představeno na Obr. 29.



Obr. 29: Grafické zobrazení vybraných hydrodynamických komponent pro model aktivní zóny s deskovým palivem [16]

Komponenta č. 1 (Single Volume) je znázorněna žlutým obdélníkem a představuje základní objemovou hydrodynamickou jednotku komponenty trubky (Pipe), která je tvořena několika těmito základními objemovými jednotkami. V základních objemových jednotkách je počítáno jednodimenzionální proudění dvoufázové tekutiny. Jednotlivé trubky jsou propojeny komponentou č. 4.

Komponenta č. 2 (Heat Structure) je schématicky znázorněna stejným útvarem jako základní objemová jednotka. Je znázorněna světle zelenou barvou. Jedná se o hydrodynamickou komponentu tepelného kanálu, díky které je umožněn výpočet vývinu a přestupu tepla přes pevné části modelu. V tepelné struktuře jsou definovány parametry, které poskytují vstupní informace pro konstitutivní rovnici přestupu tepla ze stěny pokrytí do chladiva. Komponenta tepelné struktury je navázána na teplotní zpětné vazby reaktivity v rovnicích jednobodové kinetiky. Pokud je komponenta tepelné struktury vybarvena světle červenou barvou, tak v rovnicích jednobodové kinetiky nejsou uvažovány teplotní zpětné vazby reaktivity.

Komponenta č. 3 (Branch) je schématicky znázorněna obdélníkem se dvěma zaoblenými a dvěma pravoúhlými vrcholy. Jedná se o spojovací jednotku, díky které může být propojeno několik vstupních a výstupních cest. Ve schématickém modelu jsou všechny vstupní cesty napojeny na stranu se zaoblenými vrcholy a výstupní cesty na stranu s pravoúhlými vrcholy. Komponenta č. 3 může být použita ve třech odlišných případech rozdělení proudu. Jedná se o případy rozdělení na jednorozměrnou větev, T spojku a příčné proudění. V modelu aktivní zóny s deskovým palivem je větev použita jako jednodimenzionální větev. Funkce komponenty č. 3 je v tomto případě shodná s funkcí komponenty č. 1.

Komponenta č. 4 (Junction) je schématicky znázorněna trojúhelníkem. Jedná se o spojovací jednotku pro libovolné dvě komponenty. Vstupní cesta je napojena na základnu trojúhelníku a výstupní cesta na vrchol. Počáteční podmínky pro spojení dvou komponent mohou být definovány ve formě fázových rychlostí nebo fázových hmotnostních průtoků.

Komponenta č. 5 (Time-Dependent Volume) je schématicky reprezentována žlutým pětiúhelníkem se zelenými úsečkami. V modelu je chápána jako objem nebo zdroj tekutiny s pevně nastavenými parametry. Definované parametry komponenty v modelu slouží jako okrajové podmínky řešeného problému. Typicky jsou okrajové podmínky nastaveny ve formě rychlostí, tlaků, hmotnostních průtoků nebo teplot. Komponenta má pouze jednu výstupní cestu a žádnou vstupní cestu. Časově závislý objem musí být v modelu použit tam, kde tekutina může vstupovat nebo opouštět modelovaný systém.

Při převodu reálných částí do prostředí kódu RELAP5 je nutné jejich správné propojení, které má vliv na způsob a směr proudění tekutiny. Důležitost správného spojení jednotlivých komponent je klíčová i při modelu přirozeného proudění, které je nutné zahrnout do modelu aktivní zóny s deskovým palivem.

## 4.2 Předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení paliva MTR-VR a srovnání s palivem IRT-4M

Prvním krokem pro vytvoření modelu aktivní zóny s deskovým palivem je aproximace plného palivového článku MTR-VR-20 a palivového článku se středovou vodní mezerou MTR-VR-12. Vstupní data palivových článků pro výpočetní kód RELAP5 vycházejí standardně z technických údajů. V případě paliva MTR-VR, které ještě nebylo doposud vyrobeno, musí být vstupní data určena výpočtem nebo mohou být extrapolována z doposud již vyrobených deskových paliv. Z technických údajů jsou za pomoci jednoduchých konstitutivních rovnic určeny parametry, které vstupují do rovnic teorie podobnosti v kódu RELAP5. Typicky se jedná například o hydraulický průměr, drsnost stěny trubky a velikost teplosměnné plochy.

Důležitou veličinou při termohydraulických výpočtech je hydraulický průměr. Veličina hydraulického průměru je uplatňována v případech náhrady průměru pro potrubí či kanály nekruhového tvaru. Hydraulický průměr je definován jako [37]

$$d_H = \frac{4 \cdot S}{o}, \quad (14)$$

kde  $S$  je průtočná plocha kanálu a  $o$  je smočený obvod daného kanálu.

Drsnost povrchu je obvykle značena jako  $R_a$ . Drsnost povrchu je nerovnost povrchu, která vzniká při výrobě komponenty. Je ovlivněna technologií a technologickými podmínkami při výrobě. V termohydraulických výpočtech je charakter proudění negativně ovlivňován drsností povrchu. Čím vyšší je drsnost povrchu, tím je větší tlaková ztráta proudění daným kanálem. Typické hodnoty drsnosti povrchu při technologii válcování, která je při výrobě deskového paliva standardně používána, jsou v řádu jednotek až desítek mikrometrů. Drsnost povrchu společně s Reynoldsovým číslem je používána pro určení součinitele tření na základě Moodyho diagramu. Součinitel tření se následně používá v rovnicích pro tlakovou ztrátu tekutiny.

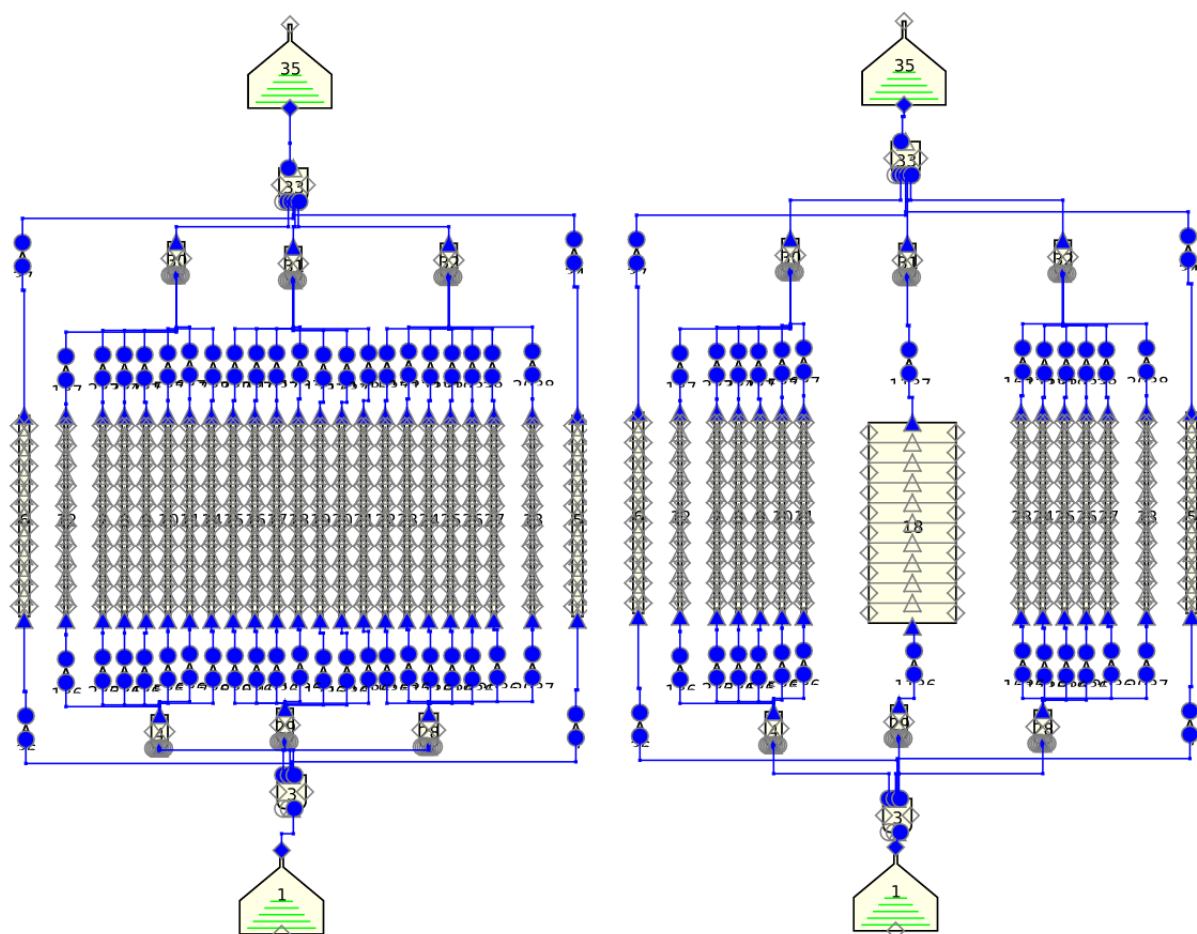
Veličina teplosměnná plocha  $S_t$  je taková plocha zkoumaného kanálu, ze které je předáván tepelný tok z prostoru o vyšší teplotě do prostoru o nižší teplotě. V případě palivových článků MTR-VR je tepelný tok předáván vždy z paliva do chladiwa přes materiál pokrytí. Axiální přestup tepla není v modelu uvažován, proto je teplosměnná plocha určena pouze v radiálním směru.

Vypočítané a extrapolované technické údaje jaderného paliva MTR-VR pro obě varianty palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 jsou uvedeny v Tab. 20. Drsnost povrchu deskových paliv byla převzata z [20].

Tab. 20: Technické parametry a příslušné hodnoty jaderného paliva MTR-VR

parametr / označení PČ	MTR-VR-20	MTR-VR-12
$d_H$ (mezera mezi deskami)	4,45 mm	
$d_H$ (obtokový kanál)	2,26 mm	
$d_H$ (středová mezera)	-	4,91 mm
$d_H$ (koncovka)	66,98 mm	45,79 mm
$R_a$	1,31 $\mu\text{m}$	
$S_t$	756 $\text{cm}^2$	

Základním bodem pro termohydraulické bezpečnostní analýzy na reaktoru VR-1 je model palivových článků deskového paliva MTR-VR. Prvním nabízeným přístupem modelování palivových článků je přístup kompletní. Kompletní model palivových článků MTR-VR zahrnuje soustavu kanálů, díky kterým je umožněn průtok moderátoru mezi palivovými destičkami. Model je prozatím určen pouze pro analýzu rychlostí a průtoků jednotlivými kanály a pro srovnání s analýzou paliva IRT-4M. Z tohoto důvodu není v modelu zahrnuta přirozená konvekce. Pohyb chladiva je v modelu zajištěn okrajovými podmínkami. Horní okrajová podmínka je nastavena na atmosferický tlak hladiny vody v reaktoru VR-1. Dolní okrajová podmínka odpovídá tlaku atmosferickému zvýšenému o tlak čtyřmetrového sloupce vody. Výška sloupce vody čtyři metry odpovídá reálnému jadernému zařízení. Grafické znázornění kompletních modelů palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 v kódu RELAP5 je zobrazeno na Obr. 30.



Obr. 30: Grafické zobrazení kompletního modelu palivových článků MTR-VR-20 (vlevo) a MTR-VR-12 (vpravo)

V kompletním modelu palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 odpovídají komponenty s označením č. 1 a 35 dolní a horní okrajové tlakové a teplotní podmínky. Proud chladiva je rozdělen do prostoru mimo palivový článek (obtok) a do palivového článku. V palivovém článku musí být proud rozdělen do tří samostatných větví, jelikož komponenta Branch nedovoluje rozdělení proudu do více než devíti výstupních kanálů [16]. Uvnitř palivového článku MTR-VR-20 jsou trubky rozděleny do celkem 21 kanálů, přičemž krajní reprezentují vodní mezeru na okraji palivového článku a prostředních devatenáct vodní mezery mezi palivovými destičkami. Po průchodu chladiva aktivní částí paliva je proud opět spojen a napojeny jsou kanály kolem palivového článku. Kompletní model

palivových článků končí horní okrajovou podmínkou pro tlak a teplotu. Kompletní model palivového článku se středovou vodní mezerou je vytvořen obdobně, pouze je sedm středových vodních mezer nahrazeno jedním kanálem o větší průtočné ploše.

V kompletním modelu palivových článků paliva MTR-VR byly určeny základní parametry proudu v jednotlivých kanálech. Byla spočtena rychlost proudění chladiva  $w$  a následně z ní odvozená veličina průtok  $Q$ . Průtok je definován jako

$$Q = S \cdot w, \quad (15)$$

kde  $S$  je průtočná plocha kanálu. V Tab. 21 jsou vypsány vypočítané veličiny a srovnány s výsledky rychlostí proudění a průtoků osmitrubkového palivového článku paliva IRT-4M. Okrajové podmínky simulují pokles tlaku rovnému čtyřem metrům vodního sloupce.

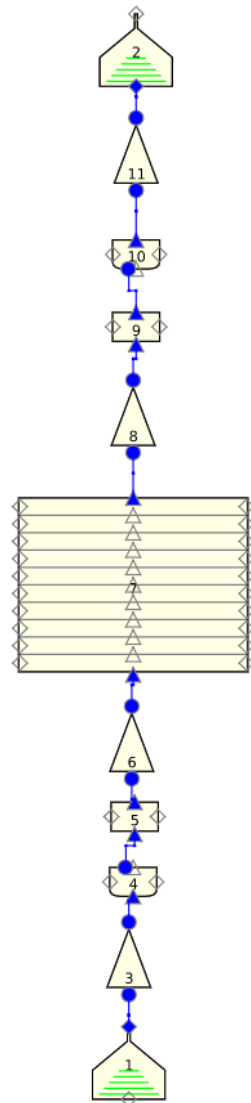
Tab. 21: Srovnání rychlostí a průtoků chladiva palivy MTR-VR a IRT-4M [14]

palivo	MTR-VR		IRT-4M
veličina / označení PČ	MTR-VR-20	MTR-VR-12	osmitrubkový PČ
$w_{\text{mezi palivem}}$ (m/s)	2,58	5,15	0,21 - 3,96
$w_{\text{okraj}}$ (m/s)	5,16	10,30	-
$w_{\text{obtok}}$ (m/s)	0,62	0,62	3,15
$w_{\text{středová mezeřa}}$ (m/s)	-	0,18	-
$Q$ (l/s)	8,61	10,47	8,93

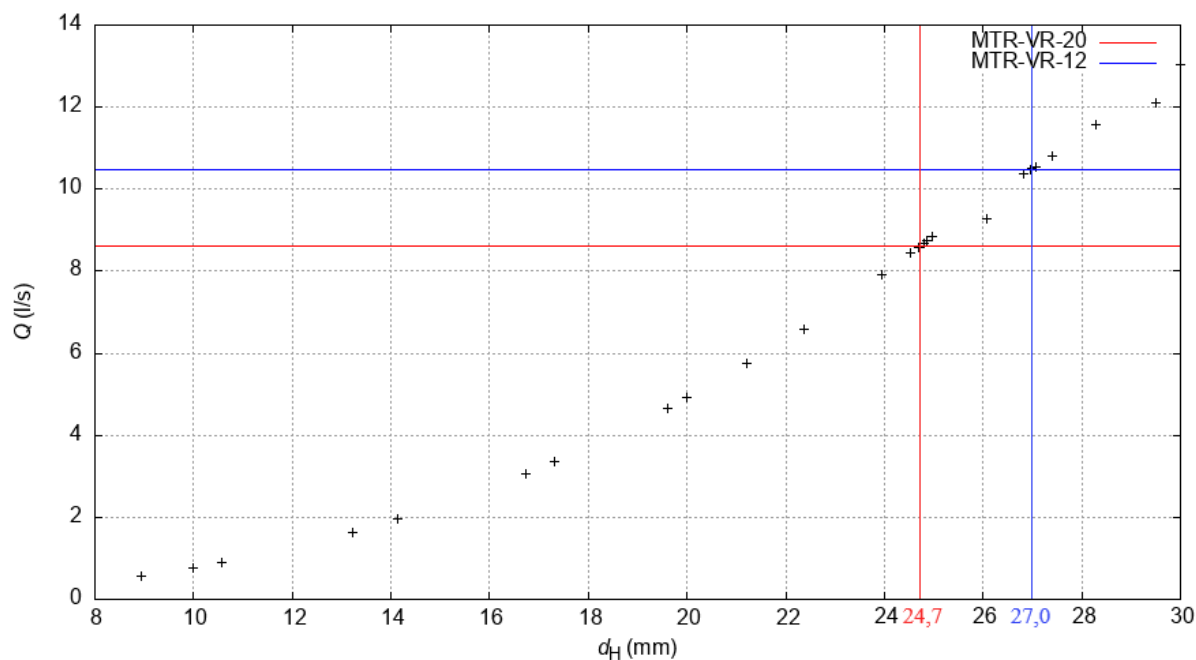
Rychlost mezi palivem představuje rychlost chladiva v kanálech mezi palivovými destičkami. Rychlost na okraji reprezentuje rychlost chladiva na okraji palivových článků. Rychlost obtoku je rychlost chladiva kanálem okolo palivového článku a rychlost středovou mezerou je rychlost chladiva ve středovém kanálu MTR-VR-12. Z výpočtů vyplývá, že rychlost chladiva jednotlivými kanály závisí velkou měrou na průtočném průřezu daného kanálu. Nejdůležitějšími výstupy výpočtů jsou z pohledu termohydraulických bezpečnostních analýz rychlosti mezi palivovými destičkami a výsledný průtok palivovým článkem.

Porovnáním hodnot rychlostí a průtoků palivovými články MTR-VR a IRT-4M vyplynulo, že rychlosti v kanálech jsou stejného řádu. Rozdíly jsou vysvětleny rozdílnou geometrií palivových článků zkoumaných jaderných paliv. Deskové palivo má několikanásobně menší průtočné průřezy a jejich geometrie průřezu je silně obdélníková na rozdíl od paliva IRT-4M, ve kterém mají kanály spíše čtvercový charakter průřezu se zaoblenými rohy. Přesnější výsledek lze v tomto případě očekávat u paliva IRT-4M, jelikož kanály v kódu RELAP5 jsou definovány jako válcové. Kanály tvaru hranolu paliva MTR-VR musely být aproximovány válcovými s odpovídajícím hydraulickým průměrem. Rychlosti chladiva mezi palivovými trubkami se pohybují v uvedeném rozmezí z důvodu jiných průtočných průřezů každé šterbiny. Průtok palivovým článkem MTR-VR-12 je přibližně o 2 l/s větší než u článku MTR-VR-20. Vypočtená hodnota odpovídá fyzikální představě. Při srovnání článku MTR-VR-20 s osmitrubkovým palivovým článkem paliva IRT-4M bylo dosahováno téměř stejných průtoků.

Kompletní model palivových článků není vhodný pro celozónový výpočet s deskovým palivem. Pokud by bylo v modelu zahrnuto dvacet palivových článků v kompletním přiblížení, tak lze s velkou pravděpodobností očekávat, že by ve výpočtu došlo k nefyzikálnímu nebo divergentnímu řešení, které by bylo způsobeno velkým množstvím dělení proudu do úzkých kanálů mezi palivovými destičkami a mezi palivovými články. Z tohoto důvodu byl vytvořen zjednodušený model palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12. Průtok chladiva zjednodušenými palivovými články je zajištěn jedním reprezentativním kanálem, ve kterém je chování chladiva ekvivalentní kompletnímu modelu. Zjednodušený model nemůže plně nahradit složitou geometrickou strukturu kanálů, která je zahrnuta v kompletním modelu. Z tohoto důvodu bylo potřeba nalézt hydraulický průměr sjednoceného kanálu zjednodušeného modelu, který by věrohodně zastupoval chování všech kanálů. Hydraulický průměr byl zjištěn iterativním způsobem tak, aby průtok zjednodušeným palivovým článkem odpovídal průtoku kompletního modelu palivového článku. Závislost průtoku zjednodušeným palivovým článkem na hydraulickém průměru sjednoceného kanálu je uvedena na Obr. 32. Grafické znázornění zjednodušeného modelu paliva MTR-VR je na Obr. 31. Grafické zobrazení obou zjednodušených palivových článků je shodné, akorát byla měněna hodnota hydraulického průměru sjednoceného kanálu podle příslušných hodnot z Tab. 22.



Obr. 31: Schématické zobrazení obou zjednodušených palivových článků MTR-VR



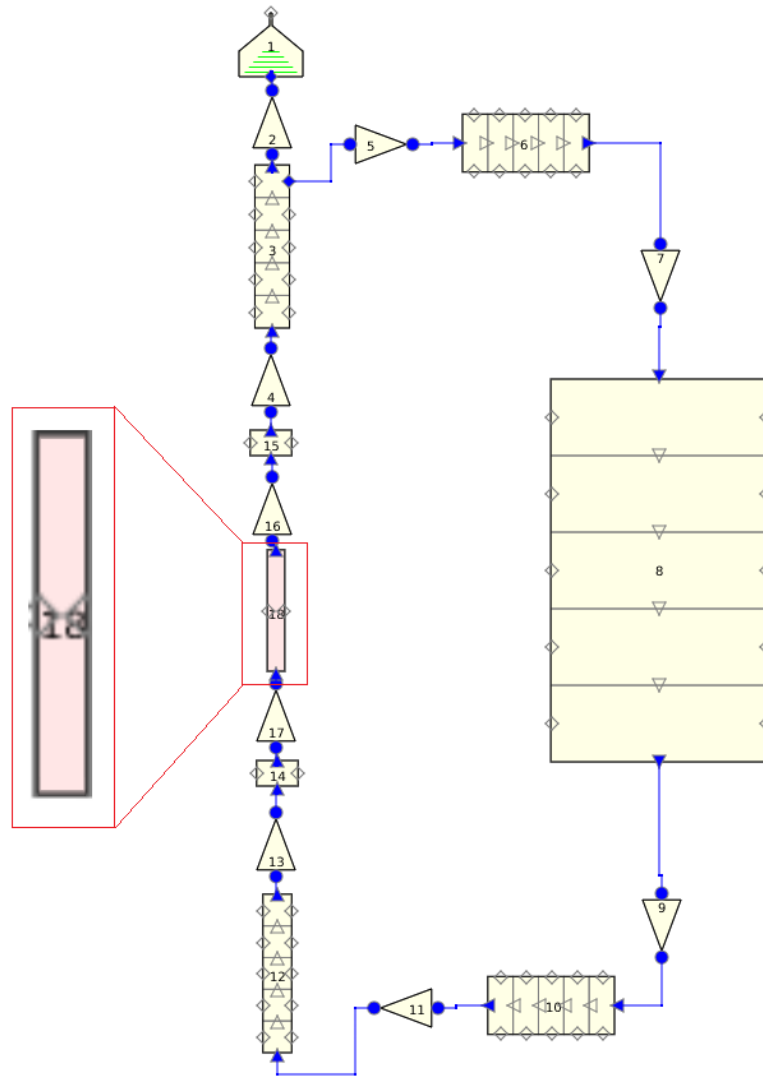
Obr. 32: Závislost průtoku zjednodušenými palivovými články na hydraulickém průměru sjednocené trubky

Tab. 22: Průtok kompletními modely a k nim odpovídající průtoky a hydraulické průměry zjednodušeného modelu

typ modelu označení PC / veličina	kompletní model	zjednodušený model		
	$Q$ (l/s)	$w$ (m/s)	$Q$ (l/s)	$d_H$ (mm)
MTR-VR-20	8,61	14,08	8,59	24,70
MTR-VR-12	10,47	14,41	10,50	27,00

Iterovaný hydraulický průměr palivových článků MTR-VR-20 a MTR-VR-12 byl určen podle shody průtoků kompletního a zjednodušeného modelu s přesností na jedno desetinné místo. Výsledné hodnoty iterovaného hydraulického průměru sjednocené trubky mají rozměr 24,7 mm a 27,0 mm.

Nastavení hydraulických komponent a parametrů paliva MTR-VR, které bylo představeno v předchozím textu, bylo pouze prvním krokem k modelu kompletní aktivní zóny. Průtok tvořený nastavením okrajových podmínek ve skutečnosti není vytvořen rozdílem tlaků, ale přirozeným prouděním. Přirozené proudění v aktivní zóně reaktoru je utvořeno postupným ohřevem chladiva při rozšířených projektových podmínkách. Z tohoto důvodu byl vytvořen model paliva MTR-VR a aktivní zóny, který umožňuje vznik přirozené konvekce. Dolní okrajová podmínka byla nahrazena řadou hydraulických komponent, které zajišťují oběh z horní části palivového článku do dolní. Horní okrajová podmínka byla nastavena na atmosférický tlak (101 325 Pa) a pokojovou teplotu (293 K). K modelu přirozené konvekce byl použit zjednodušený přístup modelování paliva MTR-VR s již vypočítaným hydraulickým průměrem. Grafické zobrazení zjednodušeného termohydraulického modelu paliva MTR-VR s okruhem pro přirozené proudění je na Obr. 33.



Obr. 33: Model zjednodušeného palivového článku paliva MTR-VR s okruhem pro přirozenou konvekci

Světle červeně znázorněná komponenta na Obr. 33 je detailně zobrazena. Značí zjednodušený palivový článek s tepelnou strukturou bez zpětných vazeb. Do definice karty materiálu, ze kterého byla tvořena tepelná struktura, bylo potřeba zadat odpovídající charakteristiky tepelné struktury. Tepelná struktura je ve skutečnosti tvořena křemíkovou maticí  $U_3Si_2$  a pokrytím ze slitiny AG3NE. V modelu je tepelná struktura aproximována pouze křemíkovou maticí.

Důležitou fyzikální veličinou z pohledu přestupu tepla z paliva do chladiva je součinitel tepelné vodivosti  $U_3Si_2$   $\lambda_{U_3Si_2}$  definovaný jako [52]

$$\lambda_{U_3Si_2} = 0,0151 \cdot T + 6,004, \quad (16)$$

kde  $T$  je termodynamická teplota tepelné struktury. Další fyzikální veličinou v definici karty materiálu je tepelná kapacita  $C_p$ . Pro materiál  $U_3Si_2$  je definována podle [52]

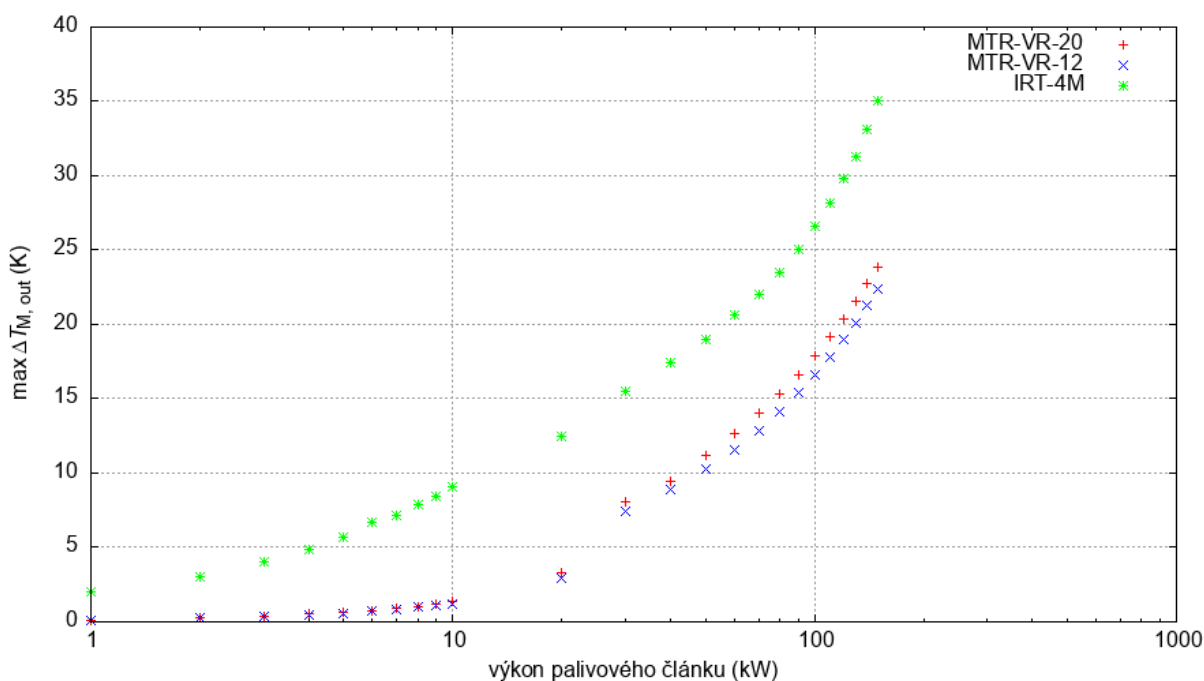
$$C_p = 0,02582 \cdot T + 140,5, \quad (17)$$

kde  $T$  je termodynamická teplota tepelné struktury. Ve zjednodušených termohydraulických výpočtech deskového paliva byly uvažovány  $\lambda_{U_3Si_2}$  a  $C_p$  jako nezávislé na teplotě. Hodnoty zmíněných veličin při teplotě 293 K jsou vypsány v Tab. 23 a porovnány s  $UO_2$  používaným v palivu IRT-4M.

Tab. 23: Charakteristiky křemíkového paliva a porovnání s oxidickým palivem při teplotě 293 K

materiál / veličina	$\lambda(\text{W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1})$	$C_p(\text{J} \cdot \text{mol}^{-1} \cdot \text{K}^{-1})$
$\text{U}_3\text{Si}_2$	10,43	148,07
$\text{UO}_2$ [3], [13]	7,96	78,56

V modelu byla zkoumána maximální teplota chladiva při změnách výkonu palivového článku deskového paliva. Výkon palivového článku byl měněn v rozmezí 1 kW až 150 kW. Minimální zkoumaná hodnota tepelného výkonu palivového článku je dána jevem přirozeného proudění, který je jen málo znatelný při nižších výkonech. Maximální hodnota tepelného výkonu odpovídá nejvyššímu průměrnému výkonu palivového článku popsanému v [48] při rozšířené projektové události. Výsledné hodnoty maximální teploty chladiva v závislosti na výkonu palivového článku jsou uvedeny v Obr. 34. Chladivo bylo vystaveno ohřevu po dobu deseti minut a rozložení vývinu tepla bylo nastaveno jako rovnoměrné. Dále je v Tab. 24 srovnáno, jakých průtoků je dosahováno ve zkoumaných palivových článcích při chlazení přirozenou konvekcí s maximálním výkonem.



Obr. 34: Závislost maximální velikosti ohřevu chladiva nad pokojovou teplotu na výkonu pro zjednodušený model palivových článků MTR-VR a porovnání s palivem IRT-4M [14]

Tab. 24: Rychlosti a průtoky oběma typy palivových článků při maximálním výkonu a srovnání s palivovým článkem IRT-4M [14]

palivo	MTR-VR		IRT-4M
veličina / označení PČ	MTR-VR-20	MTR-VR-12	osmitrubkový PČ
$w$ (m/s)	0,60	0,53	0,52
$Q$ (l/s)	1,73	1,96	1,04

Z Obr. 34 vyplývá, že vyšších maximálních teplot chladiva je dosahováno v plném palivovém článku MTR-VR-20 oproti variantě se středovou vodní mezerou MTR-VR-12.

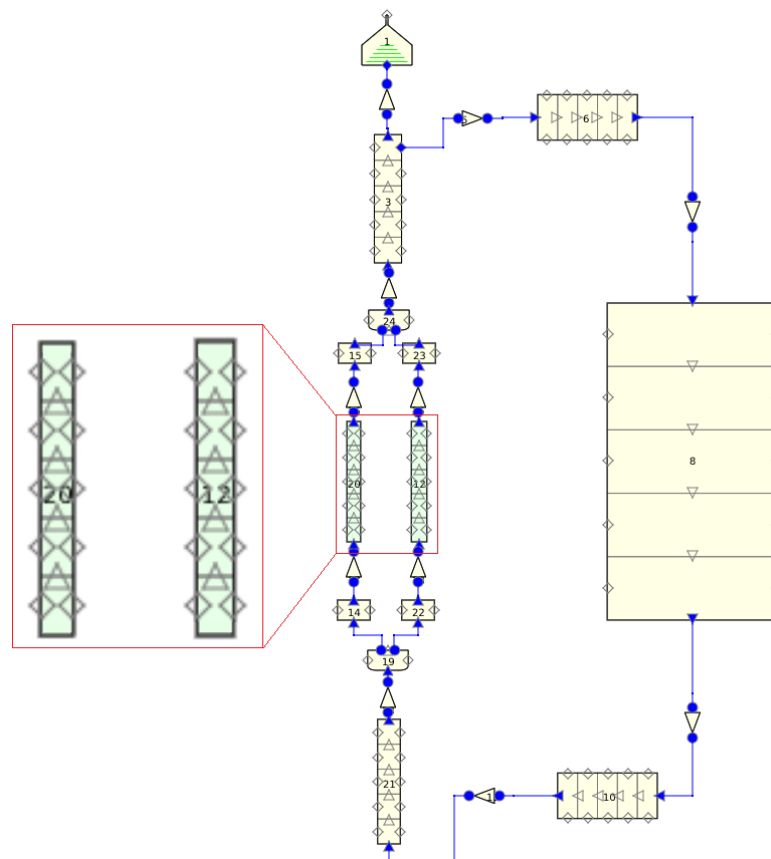


Srovnáním paliv MTR-VR a IRT-4M vyplývá, že vyšších maximálních teplot chladiva je dosažováno v případě trubkového IRT-4M. Tento fakt lze vysvětlit tím, že, jak z Tab. 24 vyplývá, v deskovém palivu MTR-VR je dosažováno vyšších průtoků a tím i vyššího odvodu tepla z palivového článku. Rychlosti průtoku jsou téměř stejné v obou typech jaderných paliv. Mírně vyšší rychlosti jsou pozorovány u palivového článku MTR-VR-20 z důvodu menší hodnoty hydraulického průřezu.

Chování obou typů palivových článků deskového paliva MTR-VR nenaznačuje existenci problematických aspektů spojených se zjednodušeným modelem palivových článků. Fyzikální veličiny charakterizující průtok chladiva zjednodušenými palivovými články vycházejí v souladu s teoretickými předpoklady a inženýrským úsudkem. Největším omezením zjednodušeného modelu je ztráta přesné informace o teplotách chladiva v jednotlivých mezerách a případném výskytu objemového varu chladiva. Současné termohydraulické bezpečnostní analýzy naznačují, že jev objemového varu chladiva v případě základních projektových událostí i rozšířených projektových podmínek reaktoru VR-1 nenastává [48]. Vzhledem k výsledkům maximálních teplot chladiva z Obr. 34 lze bezpečně usoudit, že jev objemového varu nenastává ani v případě deskového paliva. Předběžnou termohydraulickou bezpečnostní analýzu deskového paliva MTR-VR je možné aproximovat zjednodušeným modelem palivových článků.

### 4.3 Předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení AZ s palivem MTR-VR a srovnání s AZ s palivem IRT-4M

Po provedených předběžných výpočtech elementárních modelů lze sestavit zjednodušený model reaktoru VR-1 s deskovým palivem využívající přirozené proudění jako chlazení. Model zjednodušené aktivní zóny je na Obr. 35.



Obr. 35: Zjednodušený model aktivní zóny reaktoru VR-1 s deskovým palivem MTR-VR

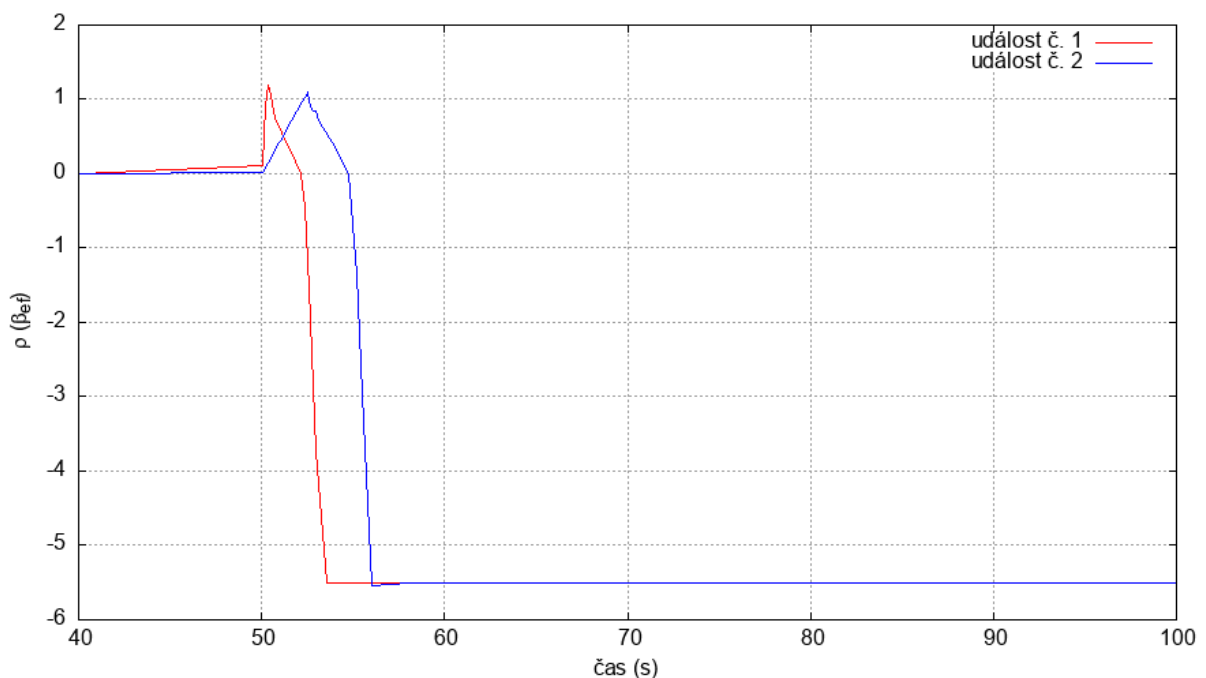
Zjednodušená aktivní zóna byla reprezentována dvěma průměrnými kanály plného palivového článku MTR-VR-20 (komponenta č. 20) a palivového článku se středovou vodní mezerou MTR-VR-12 (komponenta č. 12). Sjednocený kanál palivových článků je tvořen pěti axiálními nody, které zohledňují vývin tepla podle funkce cosinus. Oba zjednodušené palivové články zohledňují teplotní zpětné vazby reaktivity od moderátoru i paliva. Odpovídající hodnoty zpětných vazeb pro model reaktoru VR-1 s deskovým palivem jsou uvedeny v Tab. 12.

Ve zjednodušeném modelu aktivní zóny s deskovým palivem byly zkoumány dvě možné inicializační události spojené s vnesením reaktivity definované v kapitole 3.2. Rozdílným jevem je skutečnost, že při základních projektových událostech je po dvou sekundách vložena záporná reaktivita  $-5,5 \beta_{ef}$ . Tato reaktivita odpovídá podle Tab. 10 pádu všech absorpčních tyčí v aktivní zóně D-1 s palivem MTR-VR při kritickém stavu bez nejtěžší. V Tab. 25 je shrnuto vnesení odpovídajících reaktivit pro příslušné události. Inicializační události byly spuštěny v čase 50 s z důvodu dostatečné doby pro ustálení proudu přirozeného proudění.

Tab. 25: Přehled vnesení reaktivit pro základní projektové události a rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR

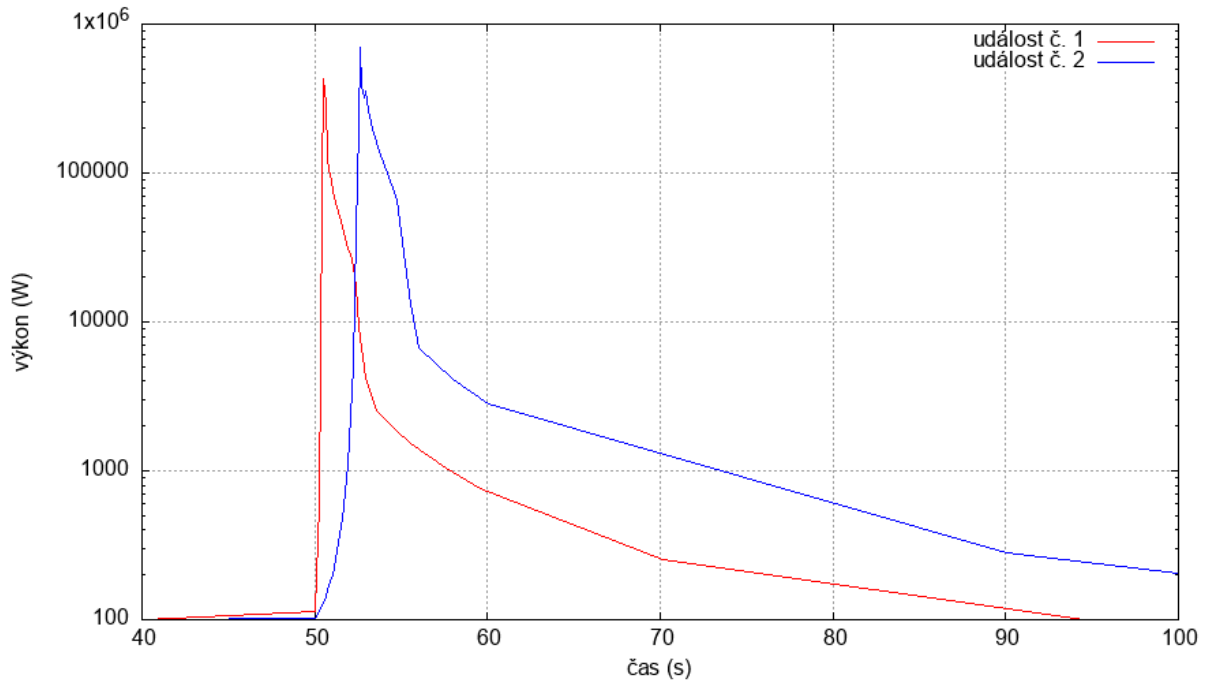
základní projektové události			
událost č. 1		událost č. 2	
čas (s)	$\rho (\beta_{ef})$	čas (s)	$\rho (\beta_{ef})$
0,0	0,0	0	0,0
50,0	0,0	50	0,0
50,3	1,2	53	1,3
52,3	0,0	55	0,0
53,3	-5,5	56	-5,5

rozšířené projektové podmínky			
událost č. 1		událost č. 2	
čas (s)	$\rho (\beta_{ef})$	čas (s)	$\rho (\beta_{ef})$
0,0	0,0	0	0,0
50,0	0,0	50	0,0
50,3	1,2	53	1,3

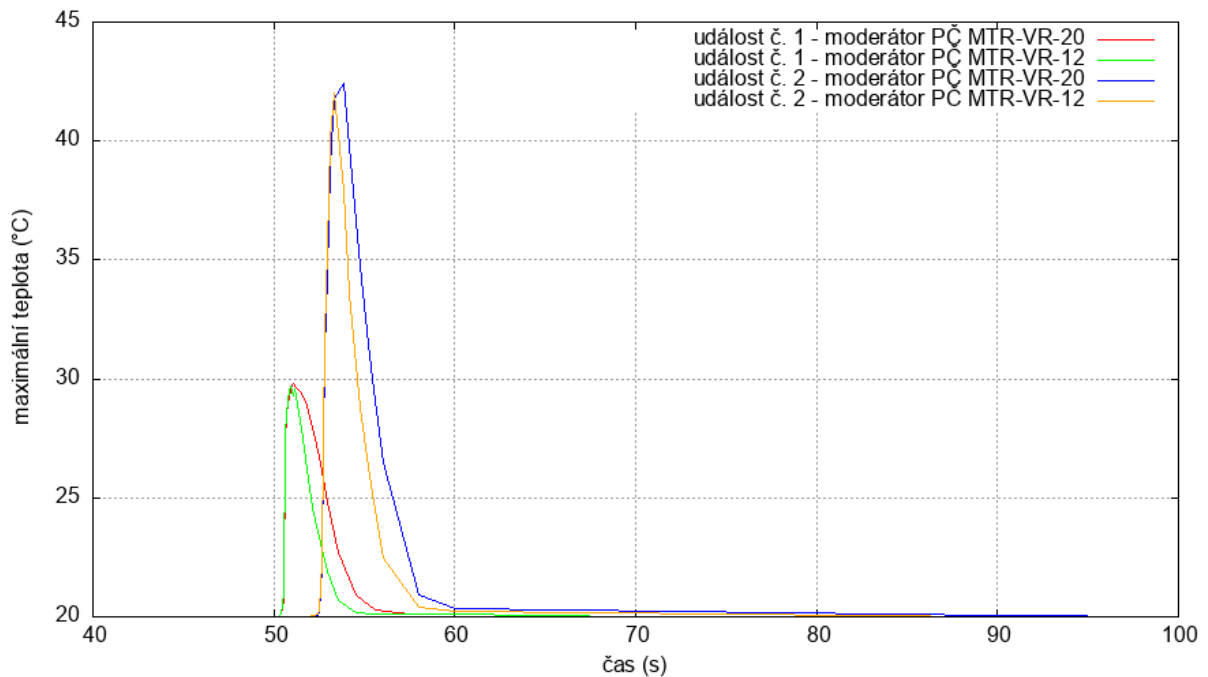


Obr. 36: Závislost reaktivity na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR

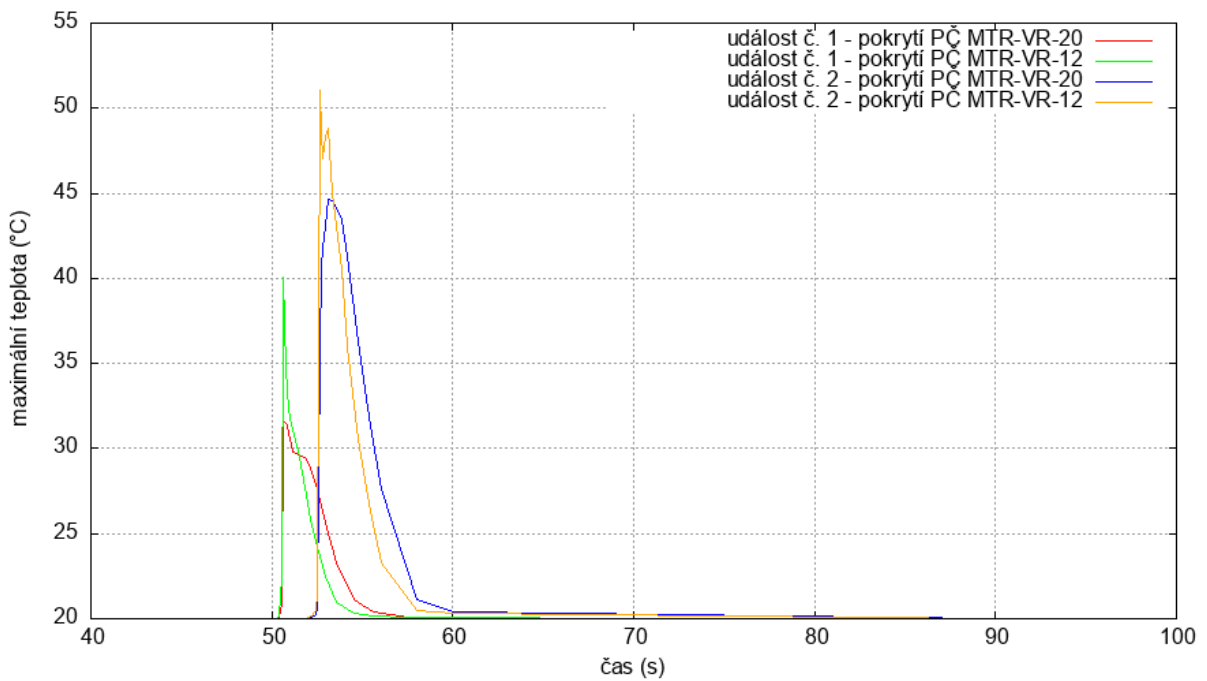
V modelu byla zohledněna také doba pádu absorpčních tyčí, která je podle [48] rovna jedné sekundě. Počáteční výkon aktivní zóny byl při všech studovaných událostech nastaven na nominální výkon reaktoru, tzn. 100 W. Na Obr. 36 je vykreslen průběh reaktivity s uvažováním zpětných vazeb pro základní projektové události. Závislost reaktivity na čase pro základní projektové události vychází v souladu s teoretickými poznatky.



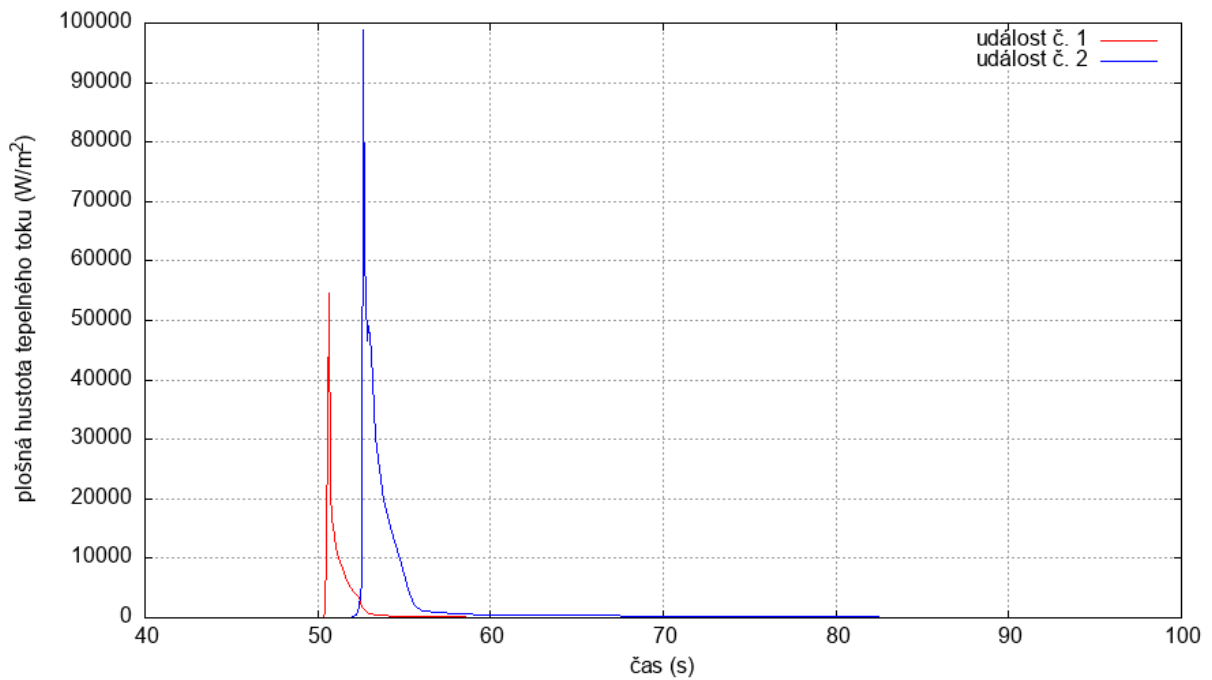
Obr. 37: Závislost výkonu na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 38: Závislost maximální teploty moderátoru na čase v obou typech palivových článků pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 39: Závislost maximální teploty pokrytí na čase v obou typech palivových článků pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 40: Závislost maximální plošné hustoty tepelného toku na čase pro základní projektové události v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR

Na Obr. 37 až Obr. 40 jsou vykresleny závislosti výkonu, maximálních teplot moderátoru pro oba typy palivových článků, maximálních teplot pokrytí pro oba typy palivových článků a maximální plošné hustoty tepelného toku pro obě základní projektové události. Analýzy byly provedeny v diskrétních časových bodech po deseti vteřinách. Časový interval od 50 s do 60 s byl analyzován s časovým krokem 0,1 s.

Závislost výkonu studovaného systému na čase ukazuje, že maximálního výkonu bylo dosaženo těsně po zavedení kladné reaktivity, která přesahovala  $1 \beta_{ef}$ . V systému došlo k jevu kritičnosti na okamžitých neutronech a výkon systému skokově vzrostl těsně pod hranici 1 MW. Následuje rychlé snížení výkonu vlivem zadané změny reaktivity a záporné zpětné vazby reaktivity od paliva. Po skokovém snížení výkonu následuje zvýšení rychlosti proudění chladiva vlivem ohřevu. Po dvou sekundách od vnesení kladné reaktivity dochází k zavedení záporné reaktivity vlivem pádu absorpčních tyčí a výkon systému nejprve skokově a pak plynule podle exponenciální funkce klesá. Porovnáním s průběhem výkonu paliva IRT-4M na Obr. 22 vyplývá, že maximální výkon systému s deskovým palivem je nižší. Výkony obou typů jaderných paliv mají stejný průběh.

Závislosti maximálních teplot moderátoru a pokrytí na čase ukazují, že dojde k jejich nárůstu těsně po skokovém zvýšení výkonu. Maximální hodnoty moderátoru bylo dosaženo v případě článku MTR-VR-20 (42 °C) a maximální hodnoty teploty pokrytí v případě článku MTR-VR-12 (51 °C). Po zavedení záporné reaktivity následuje rychlý pokles teploty moderátoru i pokrytí. Událost č. 2 má prokazatelně vyšší vliv na ohřátí moderátoru i pokrytí v porovnání s událostí č. 1. Porovnáním maximálních teplot moderátoru a pokrytí deskového a trubkového paliva z Obr. 23 vyplývá, že maximální teplota moderátoru deskového paliva je přibližně o 8 °C vyšší pro událost č. 2. Teploty pro událost č. 1 jsou přibližně stejné pro oba typy jaderných paliv. Teploty moderátoru v případě deskového paliva klesají rychleji z důvodu výměny ohřátého chladiva za chladnější vlivem přirozené konvekce a teploty moderátoru jsou v případě deskového paliva studovány uvnitř kanálu reprezentující palivové články.

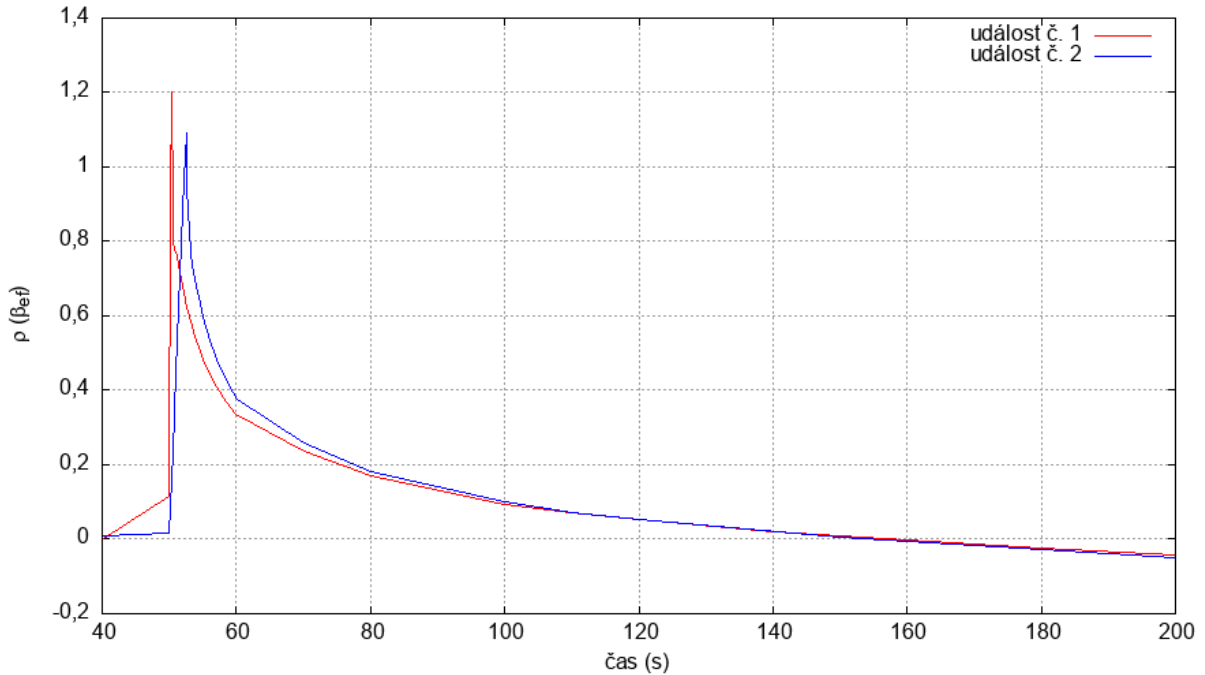
Průběh maximální plošné hustoty tepelného toku byl těsně po zavedení kladné reaktivity do systému skokově zvýšen na přibližně 50 kW/m<sup>2</sup> pro událost č. 1, resp. na 100 kW/m<sup>2</sup> pro událost č. 2. Maximální plošná hustota tepelného toku byla následně skokově snížena po zavedení záporné reaktivity do systému. Porovnáním s maximální plošnou hustotou tepelného toku trubkového paliva na Obr. 24 vyplývá, že deskové palivo dosahuje vyššího maxima přibližně pětinasobně. Rozdíl lze vysvětlit rozdílnou geometrií obou jaderných paliv.

Výsledné hodnoty provedených termohydraulických bezpečnostních analýz pro základní projektové události bylo nutné srovnat s kritérii přijatelnosti pro deskové palivo MTR-VR. Jelikož toto palivo doposud nebylo vyrobeno, tak pro něj doposud nebyly definovány bezpečnostní kritéria. Z tohoto důvodu bylo potřeba kritéria přijatelnosti pro základní projektové události paliva MTR-VR extrapolovat kritérii přijatelnosti jiných deskových paliv s co možná nejpodobnější geometrií a materiálovým složením. V Tab. 26 jsou vysána extrapolovaná kritéria přijatelnosti pro deskové palivo MTR-VR.

Tab. 26: Extrapolovaná kritéria přijatelnosti pro deskové palivo MTR-VR pro základní projektové události [1], [10]

kritérium	hodnota
maximální teplota paliva	400 °C
maximální teplota pokrytí	220 °C
maximální teplota chladiva	100 °C
maximální hustota tepelného toku	2,103 MW/m <sup>2</sup>

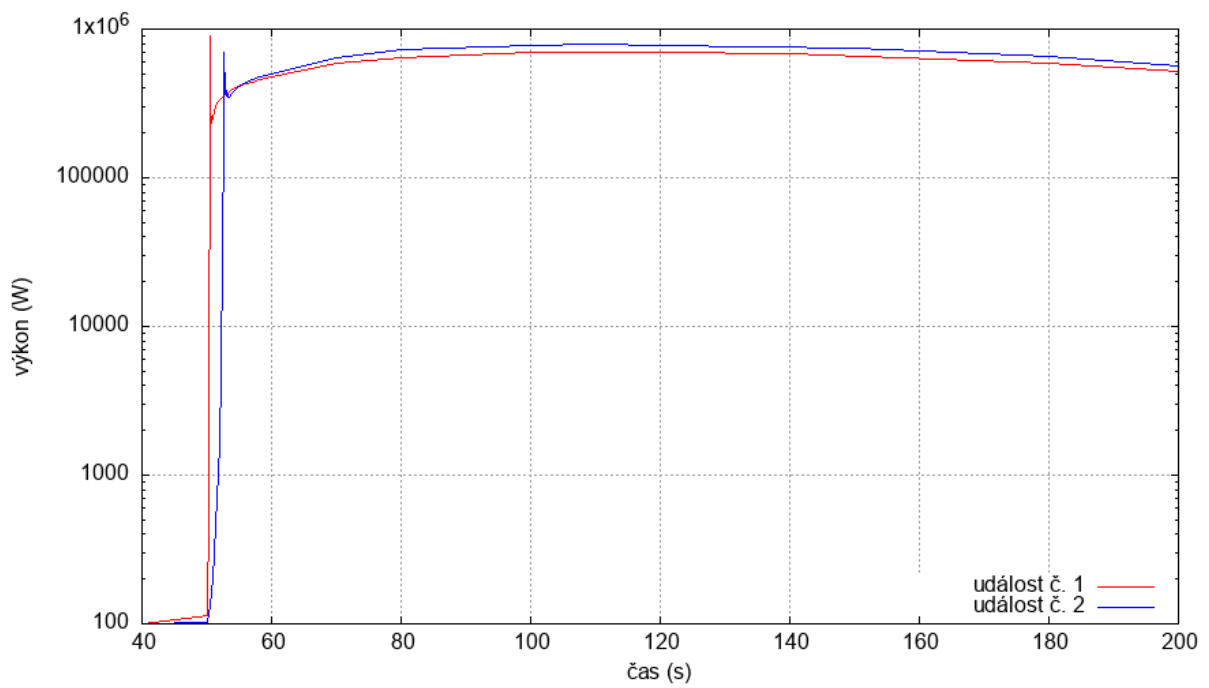
Při analýze rozšířených projektových podmínek bylo předpokládáno, že osoba na pracovišti reaktoru provede taková opatření, aby bylo zabráněno automatickému odstavení reaktoru. Z toho vyplývá, že zavedení záporné reaktivity není pro celý průběh událostí uvažováno. Průběh reaktivity na čase pro rozšířené projektové podmínky je vykreslen na Obr. 41. Z průběhu je patrné, že po skokovém zvýšení reaktivit na požadované úrovni dochází nejprve k rychlému a pak pozvolnému snižování reaktivit systémů vlivem záporné zpětné vazby reaktivity od moderátoru.



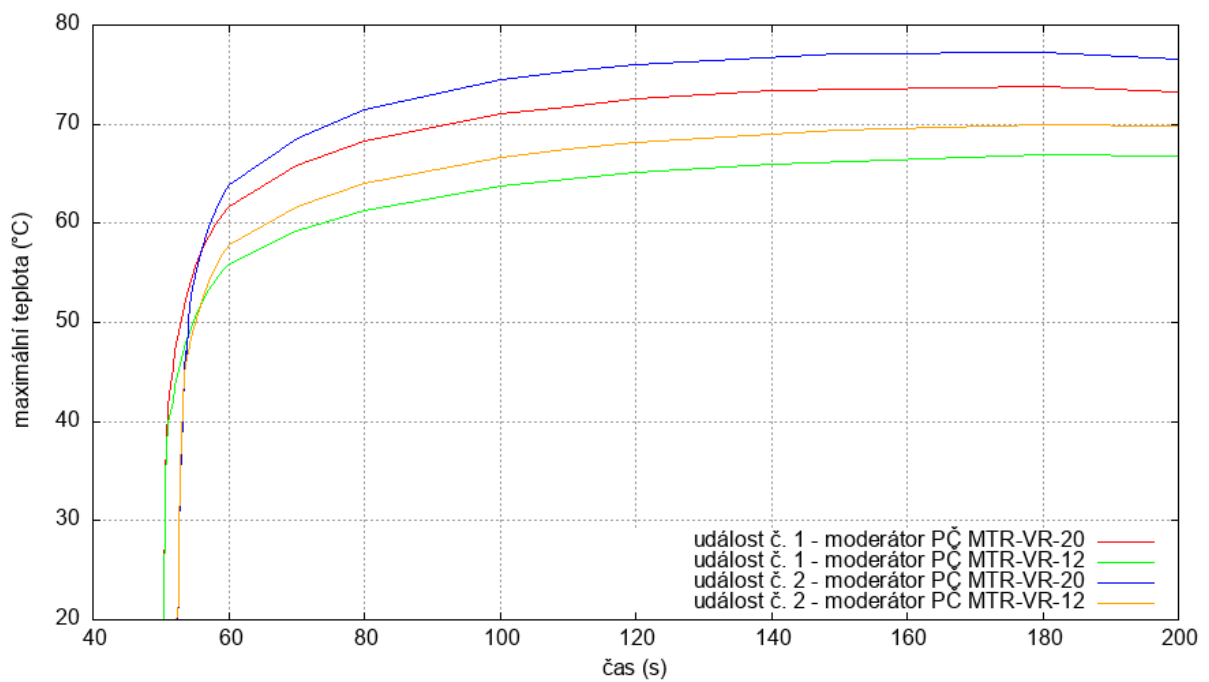
Obr. 41: Závislost reaktivity na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR

Na Obr. 42 až Obr. 45 jsou vykresleny závislosti výkonu, maximálních teplot moderátoru pro oba typy palivových článků, maximálních teplot pokrytí pro oba typy palivových článků a maximální plošné hustoty tepelného toku pro obě události rozšířených projektových podmínek. Analýzy byly provedeny v diskrétních časových bodech po deseti vteřinách. Časový interval od 50 s do 60 s byl analyzován s časovým krokem 0,1 s.

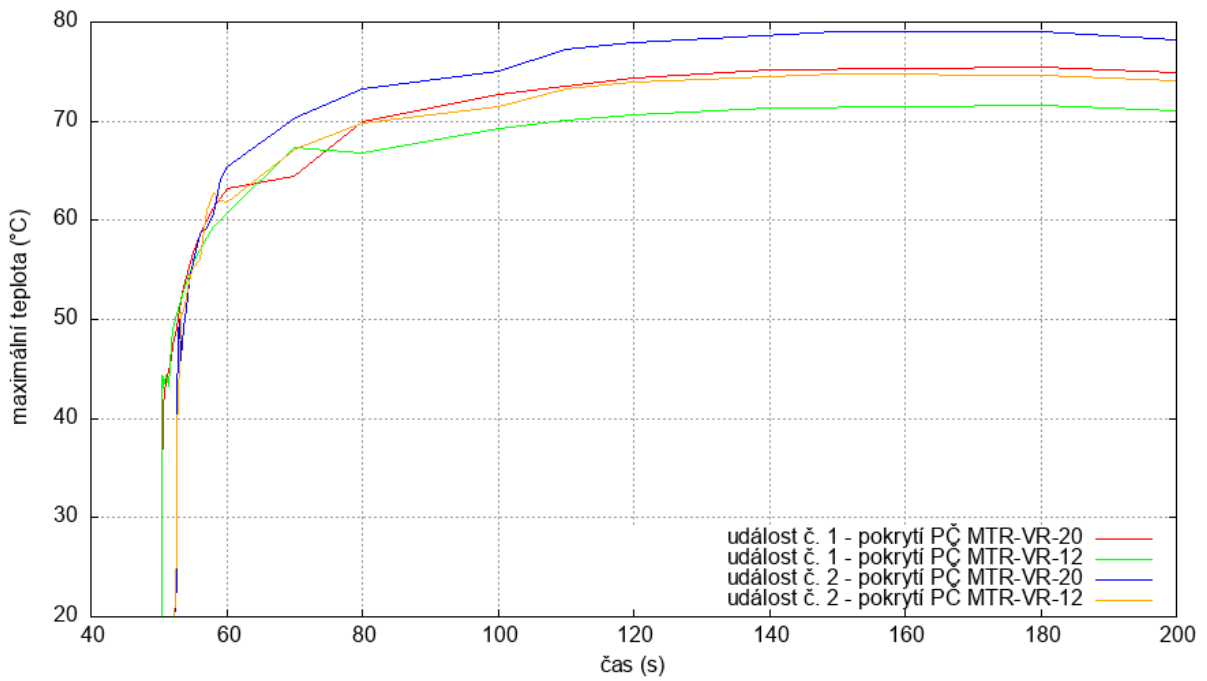
Ze závislosti výkonu na čase pro rozšířené projektové podmínky lze pozorovat skokové zvýšení výkonu vlivem kritičnosti na okamžitých neutronech. Následně dochází k poklesu výkonu vlivem zpětné vazby od rostoucí teploty paliva a ohřevu pomalu proudícího moderátoru. Následuje nárůst rychlosti proudění moderátoru a tím je snižována rychlost ohřevu a zpětnovazební reaktivita. Od času přibližně 51 s, resp. 53 s dochází k ustálení výkonu těsně pod hranicí 1 MW. Maximální výkon lze sledovat v čase přibližně 115 s a následně výkon pomalu klesal. Porovnáním s trubkovým palivem na Obr. 25 je dosaženo přibližně o řád menšího výkonu v aktivní zóně s deskovým palivem. Celkový průběh výkonu u obou typů jaderných paliv byl obdobný.



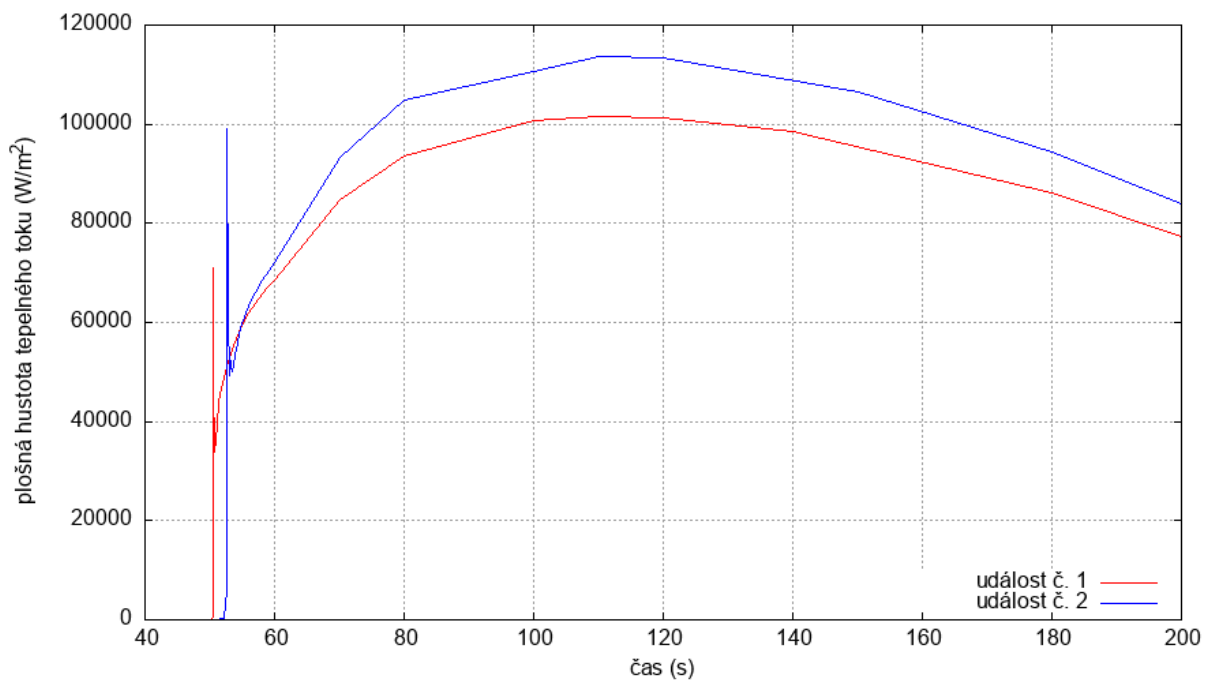
Obr. 42: Závislost výkonu na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 43: Závislost maximální teploty moderátoru na čase v obou typech palivových článků pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 44: Závislost maximální teploty pokrytí na čase v obou typech palivových článků pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Obr. 45: Závislost maximální plošné hustoty tepelného toku na čase pro rozšířené projektové podmínky v modelu aktivní zóny s palivem MTR-VR



Na Obr. 43 a Obr. 44 jsou vykresleny průběhy maximálních teplot moderátoru a pokrytí palivových článků deskového paliva. Maxima je dosaženo v časech přibližně 170 s a odpovídají 78 °C pro moderátor a 80 °C pro pokrytí. Vyšších teplot je dosahováno v palivovém článku MTR-VR-20. Při srovnání maximálních teplot moderátoru a pokrytí deskového paliva s trubkovým na Obr. 26 lze pozorovat, že maximální teploty moderátoru deskového paliva jsou menší přibližně o 20 °C a pokrytí o 40 °C. Rozdíly lze vysvětlit rozdílnou geometrií a rozdílnými parametry pokrytí. V průběhu teplot trubkového paliva je pozorováno krátkodobé snížení teplot moderátoru i pokrytí. Jev je vysvětlen tím, že krátkodobě je dosaženo teploty sytosti moderátoru a tím dočasně dochází k nestabilitám v proudění a ke krátkodobým oscilacím sledovaných parametrů. Ve zjednodušeném modelu nebyl podobný pokles a oscilace pozorován z důvodu nedosažení teploty sytosti moderátoru.

Na Obr. 45 jsou vyneseny závislosti maximální plošné hustoty tepelného toku na čase. Těsně po skokovém nárůstu výkonu došlo ke skokovému nárůstu plošné hustoty tepelného toku na hodnotu téměř 100 kW/m<sup>2</sup>. Následoval prudký pokles plošné hustoty tepelného toku zapříčiněný prudkým poklesem výkonu. Za oblastí kritičnosti na okamžitých neutronech je trend maximální hustoty tepelného toku ustálen a odpovídá průběhu výkonu zjednodušeného modelu. Maxima je dosaženo v čase 110 s a hodnota maxima odpovídá 110 kW/m<sup>2</sup>. Porovnáním s deskovým palivem na Obr. 27 je zjištěno, že trend maximální hustoty tepelného toku je obdobný. V píku maximální hustoty tepelného toku deskového paliva je dosaženo přibližně čtyřnásobně nižších hodnot než u paliva trubkového.

Výsledné hodnoty provedených termohydraulických bezpečnostních analýz pro rozšířené projektové podmínky bylo nutné srovnat s kritérii přijatelnosti pro deskové palivo MTR-VR. Kritérium přijatelnosti pro rozšířené projektové podmínky bylo definováno teplotou pokrytí. Stejně jako v případě paliva IRT-4M, bylo kritérium přijatelnosti paliva MTR-VR pro rozšířené projektové podmínky nastaveno konzervativním způsobem jako 70 % teploty tavení slitiny AG3NE. Teplota tavení slitiny AG3NE je 640 °C [54]. Kritérium přijatelnosti pro rozšířené projektové podmínky bylo tímto nastaveno na 455 °C.

## Závěr

Diplomová práce se zabývala návrhem nového jaderného paliva MTR-VR jako potenciálního kandidáta na výměnu za ruské jaderné palivo IRT-4M na školním reaktoru VR-1. Hlavním zaměřením práce bylo komplexní neutronické a předběžné termohydraulické bezpečnostní hodnocení nově navrženého deskového paliva MTR-VR a posouzení, zda splňuje kritéria přijatelnosti pro bezpečný provoz reaktoru VR-1.

V úvodní části práce byl dokončen návrh deskového paliva MTR-VR. V návrhu deskového paliva byla upravena geometrie vedení absorberu a hliníkových vytěsňitelů. Dále byl rozšířen model aktivní zóny o experimentální vybavení důležité z neutronického hlediska. Do modelu byl přidán horizontální radiální kanál, potrubní pošta a detektory neutronů pro účely nezávislé výkonové ochrany. S finálním návrhem paliva MTR-VR a aktivní zónou s experimentálním vybavením byla sestavena první provozní aktivní zóna, která byla označena D-1.

První provozní aktivní zóna s deskovým palivem byla podrobena podrobnému bezpečnostnímu hodnocení z neutronického hlediska. V aktivní zóně byl nalezen kritický stav, byly určeny váhy absorpčních tyčí a další základní provozní hodnoty, které byly porovnány s limitními hodnotami. Srovnáním vypočítaných provozních hodnot a jejich limitních hodnot bylo prokázáno, že výpočtem určené provozní hodnoty aktivní zóny D-1 splňovaly limitní podmínky na ně kladené s dostatečnou rezervou i se započítáním nejistoty výpočtu stochastického kódu. Podrobným neutronickým bezpečnostním hodnocením aktivní zóny D-1 byla prokázána možnost použití deskového paliva na školním reaktoru VR-1.

Následně byla provedena rešerše bezpečnostních hodnocení z pohledu termohydrauliky na výzkumných reaktorech ve světě. Z analýzy vyplynulo, že aktivní zónu školního reaktoru VR-1 lze aproximovat průměrným kanálem. Palivový článek, zastoupený sjednoceným kanálem, byl podroben termohydraulickým bezpečnostním analýzám. Byl vytvořen termohydraulický model s okruhem pro přirozené proudění a zjednodušenou aktivní zónou, která byla tvořena dvěma sjednocenými kanály reprezentující oba průměrné palivové články MTR-VR. Byly zkoumány základní projektové události a rozšířené projektové podmínky pro dvě definované inicializační události spojené s vnesením kladné reaktivity.

Porovnáním extrapolovaných kritérií přijatelnosti pro palivo MTR-VR s vypočítanými hodnotami bylo prokázáno, že zjednodušený model aktivní zóny s deskovým palivem splňuje bezpečnostní kritéria pro základní projektové události. Teplota palivových článků nedosahovala teploty sytosti vody a nemohlo tak docházet k povrchovému varu. Výstupní teplota moderátoru byla po celou dobu zkoumaných událostí pod bodem sytosti.

Z porovnání průběhu maximálních teplot pokrytí a kritéria přijatelnosti pro rozšířené projektové podmínky vyplynulo, že deskové palivo MTR-VR splňovalo kritérium přijatelnosti pro obě dvě definované události rozšířených projektových podmínek s dostatečnou rezervou.

Cílem diplomové práce bylo zhodnotit, jestli je současně používané palivo IRT-4M na školním reaktoru VR-1 možné nahradit nově navrženým deskovým palivem. Tento cíl se podařilo naplnit. Komplexní neutronické a zjednodušené termohydraulické bezpečnostní analýzy jasně prokázaly, že školní reaktor VR-1 by bylo možné bezpečně provozovat s deskovým palivem, pokud by ho byl schopen některý z dodavatelů vyrobit. Analýzy paliva MTR-VR dokázaly, že stávající trubkové palivo IRT-4M může být nahrazeno deskovým jaderným palivem.

## Literatura

1. ALYAN, A.; EL-KOLIEL, M. S. Power upgrading of WWR-S research reactor using plate-type fuel elements part I: Steady-state thermal-hydraulic analysis (forced convection cooling mode). *Nuclear Engineering and Technology* [online]. 2020, roč. 52, č. 7, s. 1417–1428 [cit. 2022-04-23]. ISSN 1738-5733. Dostupné z DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2019.12.022>.
2. BAEK, J.; DIAMOND, D.; CUADRA, A.; HANSON, A. L.; CHENG, L.-Y.; BROWN, N. R. *Accident Analysis for the NIST Research Reactor Before and After Fuel Conversion* [online]. 2012-09 [cit. 2022-04-24]. Tech. zpr., BNL-98524-2012-IR. Brookhaven National Lab. (BNL), Upton, NY (United States). Dostupné z DOI: [10.2172/1056436](https://doi.org/10.2172/1056436).
3. BATES, J. L.; SAYERS, J. B. *Thermal Conductivity of Uranium Dioxide* [online]. Vienna: International Atomic Agency, 1966 [cit. 2022-04-20]. Dostupné z: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/34/065/34065217.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/34/065/34065217.pdf).
4. ČADA, J. *Návrh nového deskového paliva pro školní reaktor VR-1*. Praha, 2020. Výzkumný úkol. České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
5. ČADA, J. *Potenciální náhrada jaderného paliva IRT-4M školního reaktoru VR-1 jiným palivem*. Praha, 2019. Bakalářská práce. České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
6. ČESKO. *Atomový zákon č. 263 ze dne 14. července 2016* [online]. In: Sbírka zákonů České republiky, 2016 [cit. 2022-04-24]. Dostupné z: [https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/263\\_2016\\_AZ\\_20220201\\_01.pdf](https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/263_2016_AZ_20220201_01.pdf).
7. ČESKO. *Vyhláška č. 21 Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 23. ledna 2017 o zajišťování jaderné bezpečnosti jaderného zařízení* [online]. In: Sbírka zákonů České republiky, 2017 [cit. 2022-03-26]. Dostupné z: [https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/21\\_2017.pdf](https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/21_2017.pdf).
8. ČESKO. *Vyhláška č. 329 Státního úřadu pro jadernou bezpečnost ze dne 26. září 2017 o požadavcích na projekt jaderného zařízení* [online]. In: Sbírka zákonů České republiky, 2017 [cit. 2022-03-26]. Dostupné z: [https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/329\\_2017.pdf](https://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/legislativa/vyhlasiky/329_2017.pdf).
9. DAVE, A. J.; SUN, K.; HU, L.-W.; PHAM, S. H.; WILSON, E. H.; JALUVKA, D. Thermal-hydraulic analyses of MIT reactor LEU transition cycles. *Progress in Nuclear Energy* [online]. 2020, roč. 118, s. 103117 [cit. 2022-04-24]. ISSN 0149-1970. Dostupné z DOI: [10.1016/j.pnucene.2019.103117](https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2019.103117).
10. DAXIN, G.; HUANG, S.; WANG, G.; WANG, K. Heat Transfer Calculation on Plate-Type Fuel Assembly of High Flux Research Reactor. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2015, roč. 2015, s. 1–13. Dostupné z DOI: [10.1155/2015/198654](https://doi.org/10.1155/2015/198654).
11. DAY, S. *McMaster Nuclear Reactor: Facility Specification*. Hamilton, Canada: McMaster University, 2011.
12. *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants* [online]. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2010 [cit. 2022-04-20]. ISBN 978-92-0-113309-0. Dostupné z: <https://www.iaea.org/publications/12335/deterministic-safety-analysis-for-nuclear-power-plants>.

13. ESER, E.; KOC, H.; GOKBULUT, M.; GURSOY, G. Estimations of Heat Capacities for Actinide Dioxide: UO<sub>2</sub>, NpO<sub>2</sub>, ThO<sub>2</sub>, and PuO<sub>2</sub>. *Nuclear Engineering and Technology* [online]. 2014, roč. 46, č. 6, s. 863–868 [cit. 2022-04-24]. ISSN 1738-5733. Dostupné z DOI: 10.5516/NET.07.2014.024.
14. FEJT, F. *Analýza termohydraulických modelů reaktoru VR-1 s využitím trojrozměrné kinetiky*. Praha, 2019. Disertační práce. České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
15. FEJT, F.; RATAJ, J. *Dokumentace a podklady pro hodnocení výpočtového programu RELAP5/MOD3.3, CTU-14117-T-01-17*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2017.
16. FLETCHER, C. D.; SCHULTZ, R. R. *RELAP5/MOD3.3 Code Manual, Patch 05, Volumes 1 to 8*. Idaho Falls, Idaho: Information Systems Laboratories, 2016.
17. FRÝBORT, J. *Přednášky kurzu Deterministické metody v reaktorové fyzice*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2021.
18. FRÝBORT, J. *Přednášky kurzu Základy reaktorové fyziky 2*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2019.
19. GARNER, P.; HANAN, N. *Investigation of approximations in thermal-hydraulic modeling of core conversions* [online]. Argonne, Illinois, United States: Nuclear Engineering Division, Argonne National Laboratory, 2008 [cit. 2022-03-21]. Dostupné z: [https://www.researchgate.net/publication/236384866\\_Investigation\\_of\\_approximations\\_in\\_thermal-hydraulic\\_modeling\\_of\\_core\\_conversions](https://www.researchgate.net/publication/236384866_Investigation_of_approximations_in_thermal-hydraulic_modeling_of_core_conversions).
20. GUILLEN, D. P.; YODER, T. S. *Specification of Surface Roughness for Hydraulic Flow Test Plates* [online]. Idaho Falls, Idaho: Idaho National Laboratory, 2006 [cit. 2022-04-04]. Dostupné z: <https://inldigitallibrary.inl.gov/sites/sti/sti/3479810.pdf>.
21. GUO, Y.; WANG, G.; QIAN, D.; YU, H.; HU, B.; MI, X.; GUO, S. Transient Thermal-Hydraulic Analysis of Single Flow Channel Blockage in the JRR-3M 20-MW Research Reactor. *Nuclear Technology* [online]. 2018, roč. 204, č. 1, s. 15–24 [cit. 2022-04-24]. ISSN 0029-5450. Dostupné z DOI: 10.1080/00295450.2018.1469345. Publisher: Taylor & Francis \_eprint: <https://doi.org/10.1080/00295450.2018.1469345>.
22. HASTUTI, E.; EKARIANSYAH, A.; SUDARMONO, S.; SUJARWONO; WETCHAGARUN, S. *Thermal-hydraulic benchmarking of RSG-GAS research reactor using RELAP5*. 2019. Dostupné z DOI: 10.1063/1.5135534. Journal Abbreviation: AIP Conference Proceedings Publication Title: AIP Conference Proceedings.
23. HASTUTI, E.; SUDJATMI, K.; SUDARMONO, S. Analysis on the Performance of the Bandung Conversion Fuel-Plate TRIGA Reactor in Steady State with Constant Coolant Flow Rate. *Jurnal Teknologi Reaktor Nuklir Tri Dasa Mega*. 2020, roč. 22, s. 41. Dostupné z DOI: 10.17146/tdm.2020.22.2.5843.
24. HEDAYAT, A. Simulation and transient analyses of a complete passive heat removal system in a downward cooling pool-type material testing reactor against a complete station blackout and long-term natural convection mode using the RELAP5/3.2 code. *Nuclear Engineering and Technology* [online]. 2017, roč. 49, č. 5, s. 953–967 [cit. 2022-04-24]. ISSN 1738-5733. Dostupné z DOI: 10.1016/j.net.2017.03.009.
25. HEDAYAT, A.; DAVILU, H.; JAFARI, J. Loss of coolant accident analyses on Tehran research reactor by RELAP5/MOD3.2 code, in: *Progress in Nuclear Energy*, 2007, s. 1016–2007.

26. HEILBRONN, L. Neutron properties and definitions. 2015, s. 13.
27. HEŘMANSKÝ, B.; NOVÁK, B. *Analýza hypotetické havárie školního reaktoru s nekontrolovaným vysouváním regulační tyče*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 1988.
28. HUML, O. *Dílčí provozní předpis č. 10 - Experimentální vybavení školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-047-18*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2018.
29. HUML, O. *Limity a podmínky pro trvalý provoz školního reaktoru VR-1, CTU-14117-S-040-17*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2017.
30. HUML, O. *Přednášky kurzu Kinetika a dynamika reaktorů*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2021.
31. HUML, O. *Vstupní soubor pro neutronický výpočet jaderného paliva IRT-4M ve výpočetním kódu Serpent2*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2022.
32. HUML, O. a kol. *Neutronově-fyzikální charakteristiky AZ C12 školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-016-17*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2017.
33. HUML, O. a kol. *Neutronově-fyzikální charakteristiky AZ C13 školního reaktoru VR-1, CTU-14117-P-003-18*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2019.
34. CHALOUPKA, P. *Přednášky kurzu Základy fyzikálních měření*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2019.
35. ILIUK, I.; BALTHAZAR, J.; TUSSET, A.; PIQUEIRA, J. R. C. Thermal-hydraulic analysis of a plate-type fuel surrounded by two water channels by using Relap5. *Mathematics in Engineering, Science and Aerospace MESA*. 2015, roč. 6, s. 507–517.
36. KLADIVA, P. *Studium prostorových vlivů při stanovení reaktivity aktivní zóny jaderného reaktoru v podkritickém stavu*. Praha, 2020. Výzkumný úkol. České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
37. KOBYLKA, D. *Přednášky kurzu Termohydraulický návrh jaderných zařízení*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2018.
38. LEPPÄNEN, J.; PUSA, M.; VIITANEN, T.; VALTAVIRTA, V.; KALTIAISENAHO, T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy* [online]. 2015, roč. 82, s. 142–150 [cit. 2022-04-24]. ISSN 0306-4549. Dostupné z DOI: 10.1016/j.anucene.2014.08.024.
39. MAREŠ, R. *Tabulky termodynamických vlastností vody a vodní páry podle mezinárodní formulace pro průmyslové výpočty IAPWS-IF97*. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni, 2008. ISBN 978-80-7043-680-6.
40. MARKOVÁ, T. *Deterministické bezpečnostní analýzy postulovaných iniciačních událostí a scénářů DEC B*. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2021.
41. MARKOVÁ, T. *Deterministické bezpečnostní analýzy událostí abnormálního provozu a základních projektových nehod*. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2020.
42. MIASNIKOV, A. *Koncepce posuzování jaderného paliva nového typu - licenční požadavky na projekt paliva a aktivní zóny*. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2005.

43. *Nuclear - Operations & Facilities* [online]. Canada: McMaster University, 2022 [cit. 2022-03-06]. Dostupné z: <https://nuclear.mcmaster.ca/>.
44. RATAJ, J. *Přednášky kurzu Experimentální reaktorová fyzika*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2021.
45. RATAJ, J. *Reactor Physics Course at VR-1 Reactor*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2017. ISBN 978-80-01-05501-4.
46. *Research Reactors: Purpose and Future* [online]. International Atomic Energy Agency, 2019 [cit. 2022-03-06]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/sites/default/files/18/05/research-reactors-purpose-and-future.pdf>.
47. ROMANELLO, V. *H2020 European LEU-FOREvER Project* [online]. Brussels, 2020 [cit. 2020-05-15]. Dostupné z: <https://www.eurosafe-forum.org/node/533>.
48. SKLENKA, Ľ. a kol. *Bezpečnostní zpráva reaktoru VR-1, CTU-14117-P-040-17*. Praha: České vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, 2017.
49. STILLMAN, J. A.; MATOS, J. E.; OLSON, A. P.; GARNER, P. L. *Transient Analyses for the VR-1 Reactor with IRT-3M HEU Fuel and IRT-4M LEU Fuel* [online]. Argonne, Illinois: Argonne National Laboratory, 2005 [cit. 2022-03-26]. Dostupné z: <https://publications.anl.gov/anlpubs/2005/11/53792.pdf>.
50. ŠEDIVÝ, P. Teplotní závislosti fyzikálních veličin [online]. [B.r.], s. 44 [cit. 2022-04-24]. Dostupné z: <http://fyzikalniolympiada.cz/texty/teplota.pdf>.
51. TEPLÝ, J. *Zařízení pro demonstraci vlivu dutinového koeficientu na reaktivitu pro školní reaktor VR-1, Návod na obsluhu*. Plzeň: ŠKODA JS, 2006.
52. WHITE, J. T.; NELSON, A. T.; DUNWOODY, J. T.; BYLER, D. D.; SAFARIK, D. J.; MCCLELLAN, K. J. Thermophysical properties of U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub> to 1773K. *Journal of Nuclear Materials* [online]. 2015, roč. 464, s. 275–280 [cit. 2022-04-24]. ISSN 0022-3115. Dostupné z DOI: 10.1016/j.jnucmat.2015.04.031.
53. WIDODO, S.; HASTUTI, E. P.; ALFA, S. K.; NAZAR, R. Steady-state thermal-hydraulic analysis of the TRIGA plate core design by using COOLOD-N2 and RELAP5 codes. *AIP Conference Proceedings* [online]. 2019, roč. 2180, č. 1, s. 020017 [cit. 2022-04-24]. ISSN 0094-243X. Dostupné z DOI: 10.1063/1.5135526. Publisher: American Institute of Physics.
54. YANAGISAWA, K.; FUJISHIRO, T. Transient Behavior of Low Enriched Uranium Silicide and Aluminide Miniplate Fuel for Research Reactors. *Journal of Nuclear Science and Technology* [online]. 1995, roč. 32, č. 9, s. 889–897 [cit. 2022-04-23]. ISSN 0022-3131, ISSN 1881-1248. Dostupné z DOI: 10.1080/18811248.1995.9731790.
55. ZMÍTKOVÁ, J. *Termohydraulické analýzy reaktoru VRABEC výpočetním kódem RELAP5/MOD3.2.2*. Řež: Ústav jaderného výzkumu Řež, 2005.