

VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

**FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY**

**FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING**

**JADERNÁ PALIVA PRO TLAKOVODNÍ
JADERNÉ REAKTORY**

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE
BACHELOR'S THESIS**

**AUTOR PRÁCE
AUTHOR**

JAN SMETANA

BRNO 2014



VYSOKÉ UČENÍ
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

Bakalářská práce

bakalářský studijní obor
Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika

Student: Jan Smetana

ID: 146956

Ročník: 3

Akademický rok: 2013/2014

NÁZEV TÉMATU:

Jaderná paliva pro tlakovodní jaderné reaktory

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Seznamte se s problematikou paliva pro jaderné energetické reaktory; studujte konstrukční a materiálová řešení.
2. Seznamte se s vývojem a výrobci jaderných paliv a s jednotlivými odlišnostmi typů paliva v závislosti na typu reaktoru; zaměřte se na tlakovodní jaderné reaktory.
3. Přehledně a podrobně zpracujte vývoj jaderného paliva pro české jaderné elektrárny a popište výhledy a plány do budoucna.
4. Proveďte vybraný srovnávací výpočet stávajícího a inovovaného jaderného paliva pro Elektrárnu Dukovany.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího a konzultanta práce

Termín zadání: 10.2.2014

Termín odevzdání: 30.5.2014

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

Konzultanti bakalářské práce: Ing. Josef Bajgl, ČEZ, a.s., Elektrárna Dukovany

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.

Předseda oborové rady

UPOZORNĚNÍ:

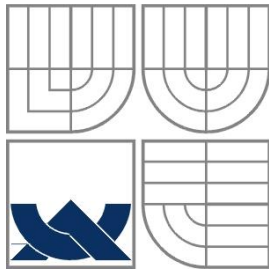
Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných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

Bibliografická citace práce:

SMETANA, J. *Jaderná paliva pro tlakovodní jaderné reaktory*. Brno, 2014. 55 s. Bakalářská práce. Ústav elektroenergetiky FEKT VUT v Brně.

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

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ



Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií
Ústav elektroenergetiky

Bakalářská práce

Jaderné palivo pro tlakovodní jaderné reaktory

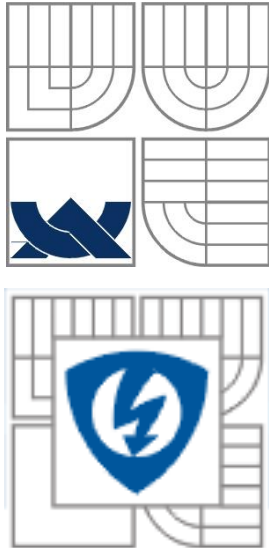
Jan Smetana

vedoucí: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

konzultant: Ing. Josef Bajgl

Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2014

Brno



BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

**Faculty of Electrical Engineering and Communication
Department of Electrical Power Engineering**

Bachelor's Thesis

Nuclear Fuel for Pressurized Water Nuclear Reactors

by

Jan Smetana

Supervisor: Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Co-supervisor: Ing. Josef Bajgl

Brno University of Technology, 2014

Brno

ABSTRAKT

Tato bakalářská práce se zabývá konstrukčními vlastnostmi jaderných paliv, pozornost je věnována zejména palivům pro tlakovodní reaktory. Pro lepší představu čtenáře jsou uvedeny rovněž příklady realizace jaderných paliv pro jednotlivé typy reaktorů. Ve stručnosti je uvedena historie tlakovodních reaktorů, zejména reaktorů VVER. Vývoj jaderného paliva pro tlakovodní reaktory je zde demonstrován na příkladu vývoje paliva u našich jaderných elektráren Dukovany a Temelín, důraz je kladen především na změny v konstrukci paliva. V práci je rovněž provedeno výpočetní srovnání několika vybraných parametrů jaderných paliv použitých v průběhu provozu jaderné elektrárny Dukovany.

KLÍČOVÁ SLOVA: jaderné palivo; Dukovany; Temelín; tlakovodní reaktor; VVER

ABSTRACT

This bachelor thesis deals with structural characteristics of nuclear fuels, where most of the attention is paid to pressurized water reactors. The examples of the nuclear fuels implementation for each reactor type are mentioned for reader's better understanding. A brief history of pressurized water reactors is also listed, VVER reactors particularly. The nuclear fuel development for pressurized water reactors is demonstrated on the example of the development of fuel for our nuclear power plants Dukovany and Temelin, changes of fuel structure are emphasized. In the thesis there is also carried out a computational comparison of several selected parameters of used nuclear fuel during the operation of the nuclear power plant Dukovany.

KEY WORDS: nuclear fuel; Dukovany; Temelin; pressurized water reactor; VVER

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	10
SEZNAM TABULEK	11
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	12
1 ÚVOD	13
2 KONSTRUKCE A MATERIÁLY JADERNÝCH PALIV	14
2.1 KOVOVÁ PALIVA	14
2.2 KERAMICKÁ PALIVA	15
2.3 POKRYTÍ PALIVOVÝCH ČLÁNKŮ	17
2.3.1 SLITINY HLINÍKU	17
2.3.2 SLITINY HOŘČÍKU	18
2.3.3 SLITINY ZIRKONIA.....	18
2.3.4 BERYLLIUM.....	18
2.3.5 AUSTENITICKÉ OCELI A SLITINY NIKLU	19
3 REALIZACE PRO JEDNOTLIVÉ TYPY REAKTORŮ	20
3.1 PLYNEM CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY – GCR	20
3.2 ZDOKONALENÉ PLYNEM CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY – AGR.....	21
3.3 VYSOKOTEPLTNÍ PLYNEM CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY – HTGR.....	21
3.4 LEHKOU VODOU CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY - LWGR	22
3.5 LEHKOU VODOU MODEROVANÉ A CHLAZENÉ REAKTORY – LWR.....	23
3.6 REAKTORY MODEROVANÉ TĚŽKOU VODOU – HWR.....	26
3.7 TEKUTÝMI KOVY CHLAZENÉ RYCHLÉ MNOŽIVÉ REAKTORY – LMFBR	27
4 HISTORICKÝ VÝVOJ JADERNÝCH PALIV PRO TLAKOVODNÍ REAKTORY.....	28
4.1 VÝVOJ REAKTORŮ PWR	28
4.2 VÝVOJ REAKTORŮ VVER	31
4.2.1 REAKTORY VVER 440	31
4.2.2 REAKTORY VVER 1000	32
4.2.3 TŘETÍ GENERACE VVER.....	32
5 VÝVOJ JADERNÉHO PALIVA U ČESKÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN	33
5.1 ELEKTRÁRNA DUKOVANY	33
5.2 ELEKTRÁRNA TEMELÍN.....	38
5.2.1 PALIVO VVANTAGE 6	38
5.2.2 PALIVO TVSA-T	40
5.2.3 ZÁVĚR.....	41
6 SROVNÁNÍ PALIV POUŽITÝCH NA EDU	42
6.1 VÝPOČTY V PROGRAMU REAKTOR 2004.....	42
6.1.1 ZÁVISLOST k_{∞} NA TEPLOTĚ.....	42
6.1.2 ZÁVISLOST KOEFICIENTU VYUŽITÍ TEPELNÝCH NEUTRONŮ NA TEPLOTĚ.....	43

6.1.3 POSOUZENÍ VLIVU ROZMĚROVÝCH TOLERANCÍ PALIVA NA VÝSLEDKY	44
6.2 TEPLOTNÍ PROFIL JEDNOTLIVÝCH PALIV	45
6.2.1 VÝPOČET TEPLOTY POVRCHU PALIVA T_p	46
6.2.2 VÝPOČET ROZLOŽENÍ TEPLOTY V PALIVU	47
7 ZÁVĚR.....	53
POUŽITÁ LITERATURA	54

SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 2-1</i> Tableta UO2	16
<i>Obr. 3-1</i> Palivové články pro magnoxový reaktor	20
<i>Obr. 3-2</i> Palivový článek AGR	21
<i>Obr. 3-3</i> Palivový článek HTGR a vrstvy elementu	22
<i>Obr. 3-4</i> Palivové články RBMK	23
<i>Obr. 3-5</i> Palivový článek PWR.....	24
<i>Obr. 3-6</i> Palivový element a článek VVER 440	25
<i>Obr. 3-7</i> Detail horní části palivového článku VVER 1000	25
<i>Obr. 3-8</i> Horizontální svazek pro kanadskou elektrárnu typu CANDU	26
<i>Obr. 3-9</i> Článek LMFBR	27
<i>Obr. 4-1</i> Umístování reaktorové nádoby v jaderné elektrárně Shippingport.....	28
<i>Obr. 5-1</i> Soubor se středním obohacením 3,82 %	34
<i>Obr. 5-2</i> Soubor Gd-1	34
<i>Obr. 5-3</i> Soubor Gd-2	35
<i>Obr. 5-4</i> Soubor Gd-2+.....	35
<i>Obr. 5-5</i> Soubor Gd-2M	36
<i>Obr. 5-6</i> Soubor Gd-2M+	36
<i>Obr. 5-7</i> Uvažovaný soubor Gd-2M+ s obohacením 4,76 %.....	36
<i>Obr. 5-8</i> Soubor a proutek VVANTAGE 6	39
<i>Obr. 5-9</i> Soubor a proutek TVSA-T	40
<i>Obr. 6-1</i> Porovnání paliv na EDU z hlediska závislosti k_{∞} na teplotě.....	43
<i>Obr. 6-2</i> Porovnání paliv na EDU z hlediska koeficientu využití tepelných neutronů	44
<i>Obr. 6-3</i> Odchyšky od původní hodnoty při krajních hodnotách pokrytí.....	45
<i>Obr. 6-4</i> Teplotní profil neprofilovaného paliva.....	48
<i>Obr. 6-5</i> Teplotní profil profilovaného paliva.....	48
<i>Obr. 6-6</i> Teplotní profil paliva Gd-1.....	49
<i>Obr. 6-7</i> Teplotní profil paliva Gd-2.....	49
<i>Obr. 6-8</i> Teplotní profil paliva Gd-2+	50
<i>Obr. 6-9</i> Teplotní profil paliva Gd-2M	50
<i>Obr. 6-10</i> Teplotní profil paliva Gd-2M+.....	51
<i>Obr. 6-11</i> Teplotní profil uvažovaného paliva Gd-2M+ 4,76%.....	51
<i>Obr. 6-12</i> Srovnání teplotního profilu paliva Gd-1 při krajních hodnotách.....	52

SEZNAM TABULEK

<i>Tab. 4-1 Vývojové řady reaktorů VVER</i>	<i>31</i>
<i>Tab. 5-1 Porovnání vybraných parametrů jednotlivých paliv na EDU – po palivo Gd-2</i>	<i>37</i>
<i>Tab. 5-2 Porovnání vybraných parametrů jednotlivých paliv na EDU – od paliva Gd-2+</i>	<i>37</i>
<i>Tab. 5-3 Srovnání paliv použitých na ETE</i>	<i>41</i>

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

AGR	(Advanced Gas-cooled Reactor) - Pokročilý plynem chlazený grafitem moderovaný reaktor
AP1000	(Advanced Pressurized Water Reactor) – Koncept kompaktního tlakovodního reaktoru od firmy Westinghouse
BWR	(Boiling Water Reactor) - Lehkovodní varný reaktor
CANDU	(Canada Deuterium Uranium) - Kanadský těžkovodní reaktor
EDU	Elektrárna Dukovany
ETE	Elektrárna Temelín
EPR	(European Pressurized Reactor) - Modifikovaný reaktor PWR od společnosti AREVA
ERU	(Recycled and Re-enriched Uranium) - Recyklovaný a znovu obohacený uran
FBR	(Fast Breeder Reactor) - Rychlý množivý reaktor
GCR	(Gas-Cooled Reactor) – Plynem chlazený grafitový reaktor
HTGR	(High Temperature Gas Cooled Reactor) – Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor
HWR	(Heavy Water Reactor) – Reaktor moderovaný těžkou vodou
KWU	(Kraftwerk Union AG) Německá společnost zabývající se výstavbou jaderných elektráren, vlastníkem je dnes Siemens
MAGNOX	Typ reaktoru GCR používaný ve Velké Británii, Francii, Itálii a Japonsku
MOX	(Mixed Oxide Fuel) - Palivo ze směsi oxidů uranu a plutonia
LMFBR	(Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor) - Tekutými kovy chlazený rychlý množivý reaktor
LWGR	(Light Water Graphite Reactor) –Lehkovodní reaktor moderovaný grafitem
LWR	(Light Water Reactor) - Lehkovodní reaktor
PIE	(Post Irradiation Examination) – Studie použitých jaderných materiálů
PWR	(Pressurized Water Reactor) - Tlakovodní reaktor
RBMK	(Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj) - Varný grafitový reaktor chlazený lehkou vodou
TVEL	Ruská společnost vyrábějící jaderná paliva
Tvel	Označení pro palivový proutek bez vyhořívajícího absorbátoru
Tveg	Označení pro palivový proutek s vyhořívajícím absorbátorem
VVER	(Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor) - Tlakovodní reaktor východní koncepce

1 ÚVOD

Dnes si již nikdo z nás nedokáže představit život bez elektrické energie. Její využívání vnímáme jako samozřejmost a většinou se nikterak nezaobíráme tím, zda je jí dostatek. Tomu dnes odpovídá i situace kolem nových zdrojů elektrické energie, kdy se příliš neřeší dlouhodobé strategické hledisko, ale pouze aktuální cena na trhu, jako u běžných obchodovatelných komodit. Vzhledem k nynější nadměrné podpoře obnovitelných zdrojů a jejich přednostnímu právu na výkup na trhu není divu, že v prostředí Evropy se příliš nevyplatí výstavba zdrojů, které nejsou provázány s dotacemi. Situaci příliš neprospívá ani fakt, že určitá část populace dnes zastává odmítavý postoj k velkým zdrojům elektrické energie, v případě jaderných zdrojů značně umocněný zmedializováním situace kolem havárie v jaderné elektrárně Fukušima - Daiči. Ačkoliv je tedy nyní po celém světě ve výstavbě sedmdesát dva reaktorů, v Evropské unii jsou to jen čtyři – dva bloky na Slovensku (Mochovce 3 a 4), jeden ve Francii a jeden ve Finsku.

I přes tuto situaci však stále hraje jaderná energie významnou roli v evropském energetickém mixu. A pokud se má nadále role jaderných reaktorů jako velkých a stabilních zdrojů laciné a poměrně ekologické elektrické energie zvyšovat, tak je z dlouhodobého hlediska zapotřebí především zvyšovat povědomí o této oblasti u laické i odborné veřejnosti. Vzhledem k tomu je vhodné zrekapitulovat a shrnout vývoj, kterým si jaderná energetika prošla, v jakém směru momentálně je a kam v nejbližší době bude směřovat. A to především v oblasti tlakovodních reaktorů, které mají pro náš region největší význam. Vývoj v této oblasti rozhodně nestojí, což dokazují například reaktory AP1000 od americké společnosti Westinghouse, projekt evropského tlakovodního reaktoru EPR od francouzské Arevy a nebo ruský MIR 1200, které se účastnily i nedávno zrušeného tendru na dostavbu třetího a čtvrtého bloku ETE. Opomenout bychom neměli ani americký projekt malého modulárního reaktoru SMR, který vychází právě z projektu AP1000.

Cílem této práce je seznámit čtenáře s používanými a možnými konstrukcemi a materiály jaderných paliv, včetně jejich realizace pro jednotlivé typy reaktorů. Popsána je rovněž historie tlakovodních reaktorů a demonstrace vývoje jejich paliv na příkladu našich jaderných elektráren Dukovany a Temelín. Na závěr je provedeno názorné srovnání parametrů paliv použitých na EDU.

2 KONSTRUKCE A MATERIÁLY JADERNÝCH PALIV

Při hledání vhodného jaderného paliva je výběr omezen na pouhých několik radioaktivních izotopů, přičemž podstatnou vlastností je dostatečně vysoký makroskopický účinný průřez pro štěpení, a to buď pro tepelné, nebo rychlé neutrony (v závislosti na typu reaktoru). Zároveň musí mít jedna štěpná reakce dostatečný výtěžek neutronů. Tato omezení splňuje několik izotopů, z nichž v praxi použitelné jsou některé izotopy uranu, thoria a plutonia. Tyto izotopy se dělí do dvou skupin – na tzv. štěpné materiály a množivé materiály.

Štěpné materiály zajišťují průběh samotné štěpné reakce a patří mezi ně izotopy ^{235}U , ^{233}U a ^{239}Pu . Z těchto tří izotopů se pouze ^{235}U nachází v přírodě a je proto označován jako primární štěpný materiál. V přírodním uranu tvoří ^{235}U pouze 0,712 % hmotnostních. Izotop ^{239}Pu se sice vyskytuje v doprovodu uranových rud, avšak jeho výskyt v nich je v podstatě zanedbatelný, daný samovolným vznikem z ^{238}U , a proto se stejně jako ^{233}U získává pouze uměle, ozařováním v reaktoru [1]. Oba tyto izotopy jsou proto označovány jako sekundární štěpné materiály.

Množivé materiály jsou ^{238}U , který tvoří 99,282 % přírodního uranu a ^{232}Th , který tvoří 100 % přírodního thoria. Představují surovinu pro výrobu sekundárních štěpných materiálů. Jelikož v palivu během jeho provozu dochází k postupnému vyhořívání štěpného materiálu, pozvolna klesá reaktivita¹. Množivý materiál tvorbou sekundárních štěpných materiálů (zejména ^{239}Pu) tento pokles reaktivity částečně přirozeně kompenzuje.

Životnost palivového článku je pak dána spíše mechanickými vlastnostmi, které mají vliv na rozměrovou stabilitu článku a těsnost článku vůči úniku štěpných produktů do prostoru primárního okruhu. To přímo vede k výběru vhodného pokrytí. Rozměrová stabilita je u článku dána především radiačním poškozením – objemový a radiační růst, creep (tečení materiálu), atd. [1]. To lze omezit vhodným výběrem štěpného materiálu a zpracováním.

Ve většině případů je potřeba pro využití v reaktorech palivo s vyšším procentním zastoupením ^{235}U , než je v přírodním uranu. V takovém případě je palivo před výrobou potřeba obohacovat na potřebnou úroveň. Vstupem do tohoto procesu je přírodní uran, který se následně obohacuje, ať již odstředivou, difuzní či jinou metodou [2]. Druhou možností je smíšení uranu získaného z přepracovaného vyhořelého paliva (ERU) s přírodním uranem ve vhodném poměru, takováto možnost však skýtá komplikace a je ekonomicky méně výhodná [3].

2.1 Kovová paliva

Použití kovového paliva zajišťuje vysokou hustotu štěpného materiálu a tudíž vysoký makroskopický účinný průřez pro štěpení, zároveň pak dobrou tepelnou vodivost. Rovněž má toto palivo výhodu, že je samonosné. Nelegovaný² uran je pro použití nevhodný z důvodu malé radiační odolnosti, především se u něj projevuje velký radiační a objemový růst. Použitím legovacích prvků se dá jeho odolnost zvýšit, ale za cenu zvýšení absorpčního účinného průřezu a výrobních nákladů. Nejvýhodnější je uran legovat Cr, Ce, Y nebo Be v množství 0,01 – 0,1 %,

¹ Reaktivita charakterizuje rovnováhu štěpné reakce jaderného reaktoru. Počítá se z koeficientu násobení vztahem $r_0 = (k_{ef}-1)/k_{ef}$. Pokud je reaktor v rovnovážném kritickém stavu, je jeho reaktivita nulová.

² Legování je metalurgický postup, kdy dochází k přimísení legujících prvků k hlavnímu kovu, či slitině kovů za účelem zlepšení jeho mechanických vlastností. Děje se tak buď již při vsázce, nebo až po roztavení kovu. Postup je důležitý zejména při zpracování oceli.

kdy s uranem vytvoří tuhý roztok a mohou také zachytávat plynné produkty štěpení. Legováním více než 10 % hmotnostními Mo se zvyšuje odpor proti radiačnímu creepu³ a odolnost proti objemovému růstu. Pro vysoké vyhoření paliva je však potřeba tak vysoký obsah Mo, že není možné použít palivo s přírodním obohacením. Hustota kovového paliva se pohybuje kolem 19 000 kg/m³[1].

Podstatnou nevýhodou kovového paliva je jeho vysoký radiační a objemový růst a poměrně nízké provozní teploty, dané teplotou fázové přeměny⁴ $\alpha \rightarrow \beta$ (668 °C), tím pádem i nižší měrný výkon v aktivní zóně. Fáze β je do 772 °C, γ pak až do teploty tavení, která je 1133 °C. Kovové slitiny uranu lze v zásadě použít do teploty 500 °C (tedy pod oblastí objemového růstu), limitující je především teplota středu paliva 660 °C. Díky těmto nevýhodám našlo kovové palivo větší využití pouze u první generace grafitových plynem chlazených reaktorů (magnox) [1].

2.2 Keramická paliva

Pro vyšší výkon reaktoru je zapotřebí dosáhnout vyššího měrného výkonu v aktivní zóně, což vede k nutnosti zvýšení provozní teploty jaderného paliva. Toho nelze s kovovými palivy dosáhnout a proto se pro tepelné reaktory typu BWR, PWR, HTGR a pro rychlé reaktory používají keramická paliva. Do této kategorie spadají:

- oxidy uranu, plutonia nebo thoria, případně jejich směsi nebo směsi s oxidy neštěpných materiálů,
- karbidy, sulfidy, fosfidy, nitridy a silicidy uranu, plutonia či thoria, případně jejich směsí,
- disperzní částice v matrici z grafitu nebo neštěpného kovu – austenitická nerezavějící ocel, hliník.

Od disperzních keramických materiálů se očekává vysoké vyhoření paliva při malém objemovém růstu při použití ve vysokoteplotních reaktorech, popřípadě reaktorech s vysokým měrným výkonem. To znamená, že tyto materiály musejí mít vysokou teplotu tavení (2878 °C), což na druhou stranu vede k horším tepelným vlastnostem, zejména součiniteli tepelné vodivosti, který je řádově nižší než u kovového paliva. Proto se při povrchových teplotách 350 – 500 °C dosahuje ve středu palivového článku poměrně vysokých teplot (kolem 1200 °C). Hustota keramického paliva pak je maximálně do 10 400 kg/m³ [1]. V průběhu ozařování tak nastávají směrem po průřezu článku strukturní změny a růst zrn v radiálním směru.

Nejpoužívanějším keramickým materiálem je oxid uraničitý UO₂, který se používá především v reaktorech BWR a PWR. Jeho objemový růst závisí hlavně na uvolňování plynných štěpných produktů (Xe + Kr), které vede k růstu tlaku v mezeře mezi tabletou a pokrytím. Oproti kovovému uranu je objemový růst přibližně dvanáctkrát menší [2]. V prvních stádiích vyhoření se plynnými štěpnými produkty plní póry UO₂, poté teprve dojde k růstu objemu v souvislosti s hromaděním produktů. Vlastnosti UO₂ závisí na stupni stechiometrie⁵, zejména rychlost uvolňování plynných štěpných produktů [1].

³ Creep (tečení) je děj, kdy dochází k pomalému růstu deformace pevného materiálu, vznikající pod konstantním zatížením. To nastává následkem dlouhého vystavení napětí, které jsou pod mezí kluzu nebo mezí pevnosti materiálu. Creep závisí na napětí v materiálu a na teplotě.

⁴ Fáze je homogenní oblast soustavy, která vykazuje určité chemické, fyzikální a mechanické vlastnosti, má vlastní krystalovou stavbu a od okolí je oddělena plochou, na niž dochází ke skokové změně vlastností. Při změnách teploty, tlaku nebo složení mohou fáze vznikat, zanikat nebo transformovat jedna v druhou.

⁵ Jde o vztah mezi skutečným hmotnostním složením sloučeniny a chemickým vzorcem.

V případě disperzních paliv jsou vhodné i karbidy uranu. Opět jako u UO_2 je podstatná stechiometrie. Nadstechiometrické karbidy (více než 5,2 % C) jsou více stabilní z hlediska objemového růstu, než stechiometrické nebo podstechiometrické. Uran je v takových karbidech volný a chová se jako kovový, čímž zhoršuje celkové vlastnosti [2]. Objemový růst se v UC projevuje při teplotách nad 900 °C a poté značně závisí na teplotě [1]. Hlavní předností karbidických a ostatních paliv oproti oxidickým je větší hustota těžkých atomů, větší tepelná vodivost a menší koncentrace atomů moderujících či absorbujících neutrony. Jejich většímu nasazení však brání větší náročnost přípravy provázená většími náklady.

Disperzní paliva mají výhodu ve zvýšené odolnosti proti radiačnímu poškození a tedy i objemovému růstu. To je dáno tím, že štěpné produkty se hromadí v dispergovaných částicích paliva a okolo nich. Nespojitosť rozložení štěpných produktů v kombinaci se spojitostí stabilní matrice dovolují překonávat poškození v jádru palivového článku. Matrice se většinou používá buď z austenitické nerezavějící oceli pro nízké teploty (případně pro velmi nízké i hliník) nebo grafit pro vysoké teploty. Ten je výhodný i díky nízkému koeficientu tepelné roztažnosti a tudíž menším sklonu k tvoření trhlin [1].

V současné době znovu nabývají na významu, a to především jako paliva pro lehkovodní reaktory, paliva směsná, ačkoliv dříve byla určena spíše pro reaktory LMFBR (rychlé množivé). Předpokládá se rovněž jejich větší nasazení u reaktorů HWR a CANDU. Označují se jako MOX paliva (mixed oxide) a jsou na bázi $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$ [2]. Koncepce směsných paliv je založena na uzavření palivového cyklu přepracováním vyhořelého paliva, kdy se z něj získává namnožené plutonium a to se použije k obohacení části paliva, popřípadě se dá rovněž použít plutonium z vyřazených jaderných zbraní. Ročně se na světě vyveze z reaktorů v použitém palivu přibližně 70 tun plutonia, které se dá dále využít ve směsných palivech. Přepracovací závody pro výrobu MOX paliv se dnes nacházejí ve Velké Británii a Francii, v USA se závod na přepracování buduje a očekává se rovněž zapojení Japonska a Číny. V současnosti se MOX paliva používají na čtyřech desítkách tlakovodních reaktorů a počítá se s nimi v konceptech reaktorů EPR a AP1000 [4].

Keramická paliva obsahující např. UO_2 se používají buď ve formě tablet (viz Obr. 2-1) získaných spékáním, nebo ve formě zhutněného prášku získaného např. vibračním zhutňováním. Obdobně se postupuje i s dalšími keramickými látkami jako je např. oxid thoria nebo plutonia. Disperzní materiály se připravují tavením a litím (Al-U, Al-Pu nebo obdoby s austenitickou nerezavějící ocelí), popřípadě práškovou metalurgií, používanou pro matrici kde dominuje Fe, Ni nebo Mo a matrice keramické – grafit. Tato metoda dovoluje i jednotlivé částice štěpného materiálu pokrývat vysokoteplotními kovovými (Nb, V, Cr, Mo, W), popřípadě keramickými materiály (BeO, MgO, Al_2O_3 , grafit, karbidy). To vede k vyšší těsnosti palivového článku [1].



Obr. 2-1 Tableta UO_2 [5]

Tyto sintrované tablety se vyrábějí o průměru 5 – 20 mm a délce 10 – 30 mm, hustota je až $10,6 \cdot 10^3 \text{ kg} \cdot \text{m}^{-3}$ [2]. Čela tablet bývají zpravidla čokkovitě vydutá, takže tablety doléhají na sebe pouze po okraji, tedy v místě kde jsou nejnižší teploty. Díky tomu jsou axiální tepelné dilatace sloupce paliva minimální. Kvůli snížení nebezpečí poškrábání vnitřní stěny povlakové trubky někteří výrobci vyrábějí tablety, které mají zkosené obvodové hrany. Pro dosažení velkého měrného zatížení paliva a vysoké pracovní teploty se tablety opatřují středovým otvorem o průměru 1,5 – 2,0 mm. Díky němu se lépe chladí střed tablety, což odstraní teplotní špičku, která se v něm nachází v plné tabletě [1]. Rovněž poskytuje další prostor pro záchyt plynných produktů štěpení. Toto opatření aplikují východní výrobci, v západních reaktorech se nepoužívá. Dnes se od něj však v některých případech kdy je snaha dosáhnout obohacení co nejbližší hranici 5% také upouští.

2.3 Pokrytí palivových článků

Pokrytí chrání palivový článek před přímým stykem s pracovním prostředím, které by působilo nepříznivě na palivo. Současně brání úniku produktů štěpení, a to především plynných, z palivového článku ven. U keramického paliva plní také nosnou funkci. Použitý materiál musí být schopen ochrany i při radiačním a objemovém růstu a mechanickém namáhání palivových elementů a to až do teplot kolem 800 °C [6]. Rovněž musí být odolný vůči korozi ze strany pracovního prostředí a mít dobrou tepelnou vodivost kvůli přenosu tepla z paliva ven do chladiwa. Poslední důležitou vlastností je dostatečně nízký účinný průřez pro absorpci neutronů, jinak by došlo k nežádoucímu snížení reaktivity článku.

Na základě těchto požadovaných vlastností lze pro pokrytí článků použít jedině slitiny na bázi hliníku, hořčíku, zirkonia, beryllia, austenitické oceli a grafitu [1]. Vhodnost konkrétního materiálu je pak dána typem reaktoru a použitého paliva. Kovová paliva mají dobré mechanické vlastnosti, takže u nich pokrytí nemusí zastávat nosnou funkci, která je naopak u pokrytí keramických paliv nezbytná. Také musí u keramických paliv odolat tlaku plynných štěpných produktů, který je 10 – 17 MPa.

Vzhledem k potřebě velkého teplosměnného povrchu bývá palivový element u většiny reaktorů velmi úzký a dlouhý. Pokrytí proto má zpravidla tvar trubky s kruhovým průřezem, uzavřené na koncích přivařenými koncovkami. Kovové palivo má trubku pevně spojenou s palivem kvůli maximálnímu přestupu tepla. Povrch je pak pro maximální využití hustě žebrovaný. Oproti tomu keramická paliva ve formě tablet jsou uložena v hladké trubce, která má vůli z důvodu radiální tepelné dilatace tablet. Pro dobrý přestup tepla je vzniklý prostor vyplněn heliem s přetlakem 100 kPa.

2.3.1 Slitiny hliníku

Slitiny hliníku jsou vhodné pouze pro nízké teploty v prostředí vody, proto je jejich využití limitováno na výzkumné reaktory nízkého výkonu. V energetických reaktorech je nevyužitelný z důvodu nízké korozní odolnosti a mechanických vlastností za tepla. Vhodnější jsou hliníkové pseudoslitiny Al- Al_2O_3 . Byly vyvinuty přímo pro keramická paliva jako např. UO_2 . Mají lepší pevnostní a creepové vlastnosti než samotný hliník. Ani ty však nakonec nenašly v energetice využití [1].

2.3.2 Slitiny hořčíku

Použití hořčíku je vázáno pouze na plynné chladivo (kvůli korozi) a kovový uran (slitiny nemají nosnou funkci). Jeho nejnámější slitiny jsou Magnox A 12 a Magnox Al 80, slitiny hořčíku se zirkoniem a slitiny vyráběné práškovou metalurgií. Magnox A 12 se využívá v plynném chlazených reaktorech typu CGR jako pokrytí přírodního uranu. Magnox Al 80 je jeden z nejvýhodnějších materiálů pro pokrytí u reaktorů chlazených CO_2 . Oproti jiným slitinám hořčíku jím neproniká plutonium, při teplotách nad $300\text{ }^\circ\text{C}$ má ovšem slitina tendence ke kavitacnímu poškození vlivem tepelných rázů. Obecně je mezní teplotou použití hořčíku bez rizika koroze $350\text{ }^\circ\text{C}$ [1].

Rovněž jsou podstatné slitiny typu Mg-Zr, které mají nízký absorpční průřez a jsou vzhledem ke svým mechanickým vlastnostem použitelné v rozmezí $400\text{--}500\text{ }^\circ\text{C}$. Jejich odolnost proti tečení se dále dá vylepšit přidáním manganu, jeho přípustné množství závisí na neutronové bilanci. Korozivzdornost se dá vylepšit přidáním $0,5\text{--}1\%$ Cu. Tyto slitiny jsou odolnější proti oxidaci než hořčíkové slitiny Magnox [1].

Hořčíkové pseudoslitiny vyráběné práškovou metalurgií z bývalého Sovětského svazu se označují jako PMB, nejpoužívanější jsou PMB 2 a PMB 5, které obsahují Be a MgO. Mez kluzu je u nich i při vysokých teplotách vyšší než u hořčíku. Jsou použity zejména pro pokrytí palivových článků reaktorů chlazených plynem do teploty pokrytí $520\text{--}530\text{ }^\circ\text{C}$. Pro reaktory chlazené vodou nebo párou je pro jejich korozivní vlastnosti nelze použít [1].

2.3.3 Slitiny zirkonia

Zirkonium má velmi nízký absorpční průřez a vysokou teplotu tavení, tudíž je vhodný pro použití za vyšších teplot. Ve většině jaderných zařízení má vysokou korozní odolnost a proto je jeden z nejvhodnějších materiálů pro pokrytí, zejména u použití vody, ať už lehké nebo těžké, jako chladiva. Čisté zirkonium je v žíhaném stavu dostatečně plastické, značně zpevnit se dá rozpouštěnými plyny a intermetalickými sloučeninami původních prvků nebo legur. Vlastnosti závisí u zirkonia značně na obsahu příměsí. U teplot $350\text{--}500\text{ }^\circ\text{C}$ se využívají prakticky výhradně zirkoniové slitiny. Ze Spojených států pochází řada slitin Zircaloy, z níž Zircaloy-2 je nejúspěšnější materiál pokrytí u reaktorů BWR a PWR. Cín slouží ve slitině k neutralizaci nežádoucích příměsí. Jelikož jsou mechanické vlastnosti Zircaloy-2 výrazně vyšší než v případě čistého zirkonia, je možné ho použít i jako konstrukční materiál. Pro zvýšení korozní odolnosti je u povlakových trubiček vhodné pokovení mědí s následným difúzním žíháním [1]. Významná je rovněž slitina ZIRLO™ od americké společnosti Westinghouse, která tvořila pokrytí proutků i u paliva VVANTAGE 6 použitého na ETE.

Ze slitin východní výroby jsou nejpodstatnější Zr-1 Nb, Zr-2,5 Nb a Zr-3 Nb-1Sn [1]. Nejvýznamnější je Zr-1 Nb, který má lepší vlastnosti než slitiny Zircaloy. Používá se jako materiál pokrytí u paliv pro tlakovodní reaktory VVER. Zr-2,5 Nb se pak používá na obálky souborů.

2.3.4 Beryllium

Beryllium má ze všech zde uvedených prvků nejnižší absorpční průřez ($9 \cdot 10^{-3}\text{ m}^2$), navíc je vhodným moderátorem a reflektorem [1]. Praktické použití na povlaky palivových článků však naráží na potíže s cenou a technologiemi, navíc je toxické a poměrně křehké, což omezuje zpracovatelnost.

2.3.5 Grafit

Grafit je ve svém použití jako materiál pokrytí omezen na keramické palivo a chlazení plynem (kvůli jeho mechanickým vlastnostem). Jeho výhodou je však jeho velká odolnost proti vysokým teplotám. Tato kombinace vlastností z něj činí vhodné pokrytí pro palivo u vysokoteplotních plynem chlazených reaktorů (HTGR), kde ho při chlazení heliem lze uplatnit do přibližně 1200 °C.

2.3.6 Austenitické oceli a slitiny niklu

Austenitické oceli s obsahem Ni, popřípadě vysokolegované oceli s hlavní složkou Fe-Cr se oproti předešlým materiálům používají až do teplot 700-750 °C. Představují tak vhodný materiál pokrytí palivových článků u rychlých reaktorů. Zlepšení dlouhodobých vlastností při vysokých teplotách se dá dosáhnout rovněž legováním austenitických ocelí bórem. Problémem takové slitiny je však korozní odolnost. Tímto neduhem netrpí slitiny vanadu [1].

3 REALIZACE PRO JEDNOTLIVÉ TYPY REAKTORŮ

V této části jsou uvedeny konkrétní realizace konstrukčního a materiálového provedení jaderného paliva pro jednotlivé typy reaktorů. Vzhledem k zaměření této práce nejsou zahrnuty zbylé informace o skladbě aktivní zóny jednotlivých reaktorů.

3.1 Plynem chlazené grafitové reaktory – GCR

Jde o historicky nejstarší typ jaderného reaktoru. Fermiho reaktor CP-1 byl grafitový a zároveň tímto typem reaktoru začala většina velkých států. Šlo o dvojúčelové reaktory získávající plutonium pro vojenské účely. Pracovaly s kovovým přírodním uranem v obalu z oxidu hořčíku, od kterého také získaly označení magnoxové (magnesium oxide).

Tento typ reaktoru vyvíjela Velká Británie a Francie, která však od jeho dalšího využití později ustoupila a přešla na reaktory PWR. Jeden reaktor byl postaven rovněž v Japonsku (Tokai-1 o výkonu 137 MWe uvedený do provozu v roce 1965) a jeden reaktor v Itálii (Latina o výkonu 153 MWe uvedený do provozu v roce 1963) [7].

Nevýhodou magnoxového pokrytí paliva je jeho omezená míra odolnosti vůči korozi, která limituje teplotu CO₂ na výstupu z reaktoru na nejvýše 400° C. To také vedlo k tomu, že poslední elektrárny tohoto typu postavené ve Velké Británii musely snížit původní projektovou hodnotu na 360°C [6].



Obr. 3-1 Palivové články pro magnoxový reaktor [5]

Magnoxový palivový článek (viz Obr. 3-1) je zpravidla kratší než palivový kanál, je jich proto naskládáno za sebou až patnáct. Jeho masivní jádro je z přírodního kovového uranu, který je nelegovaný. To je u britských reaktorů válcové o průměru 28 mm, u francouzských reaktorů pak prstencové o průměrech 43 mm a 23 mm. Pokrytí tvoří 2 mm tlustá vrstva magnoxu, na které je systém podélných, popřípadě spirálových žeber z téže slitiny. Magnoxový reaktor obsahuje 1150 – 4680 takovýchto palivových kanálů [1].

3.2 Zdokonalené plynem chlazené grafitové reaktory – AGR

Jde o zdokonalenou formu reaktorů GCR, kde bylo pro dosažení lepších parametrů (výstupní teplota CO_2 630 - 675°C) použito keramické palivo s obohacením 2 – 3 % a s pokrytím z austenitické nerezavějící oceli se složením 54,5 % Fe, 25 % Ni, 20 % Cr a 0,5 % Nb [2], [6]. Nutnost obohacení je dána použitím tohoto pokrytí místo původního magnoxového. Tyto reaktory byly vyvíjeny pouze ve Velké Británii, u které dnes tvoří většinu jejich reaktorů v provozu.



Obr. 3-2 Palivový článek AGR [8]

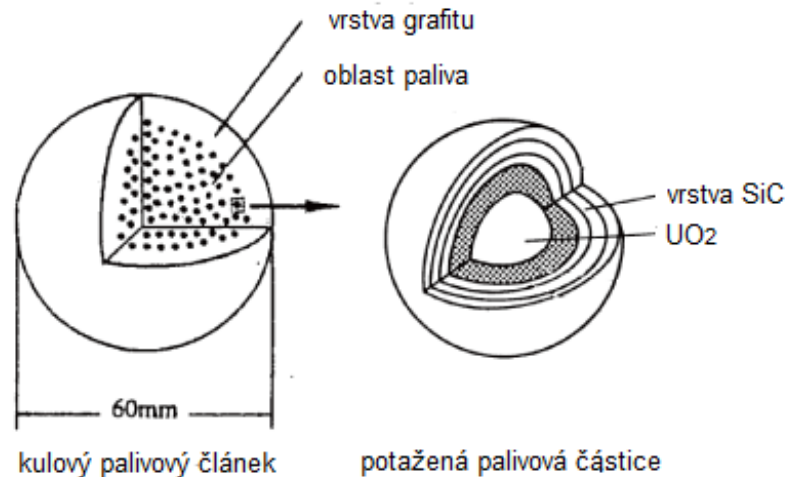
Palivový článek AGR (viz Obr. 3-2) je na výšku rozdělen na osm samostatných celků, které jsou navzájem spojené jednou závěsnou tyčí. Takovýchto palivových tyčí je v článku paralelně 36, vnější průměr tyče je 15,3 mm. Tablety keramického paliva jsou vyrobené z oxidu uraničitého obohaceného na 2,0% (vnitřní zóna), popřípadě 2,4% (vnější zóna) rovnovážné vsázky⁶. Obal je vyroben z na povrchu zdrsňené austenitické nerezavějící oceli 20/25 Nb o tloušťce 0,38 mm. V zóně je 324 – 412 obsazených palivových kanálů [1].

3.3 Vysokoteplotní plynem chlazené grafitové reaktory – HTGR

Oproti výše zmíněným typům reaktorů se u tohoto typu počítá s dosažením podstatně vyšší míry vyhoření paliva, které je proto realizováno v podobě opláštěných kulových částic, vyrobených z karbidů jaderných paliv. To je stejně jako u typu AGR obohacené a představují ho částice o průměru 0,3 – 0,8 mm, které jsou pokryté několika vrstvami o celkové tloušťce zhruba 0,15 mm. Takto malé rozměry jsou podstatné pro odolnost vůči vysokým teplotám (1100 – 1300° C) a vysoké míře ozáření [6]. Vnitřní vrstva slouží k jímání plynů vzniklých štěpením a je z porézního pyrolytického⁷ uhlíku. Druhá vrstva chrání třetí od chemického působení ze strany paliva a štěpných produktů a je z hutnějšího pyrolytického uhlíku. Třetí vrstva, tvořená SiC, vytváří hermetický obal pro štěpné produkty. Mechanické vlastnosti dodává částici čtvrtá vrstva, vyrobená z velmi pevného pyrolytického uhlíku [1].

⁶ Jde o vsázku s rovnoměrně rozloženou hustotou neutronového toku napříč průřezem aktivní zóny.

⁷ Pyrolytický uhlík je umělý materiál podobný grafitu, získávaný pyrolýzou metanu.



Obr. 3-3 Palivový článěk HTGR a vrstvy elementu

Tyto částice jsou smíchány s pojivem z grafitového prášku a slisovány do formy tyčí nebo tablet a poté vyžháný. Existují tři geometrické modifikace samotného palivového článku. První jsou kulové palivové články tvořené grafitovou koulí průměru 60 mm (viz Obr. 3-3), uvnitř pak zprvu byla válcová tableta o průměru 20,4 mm a výšce 15,8 mm, později se přešlo na rozptýlení palivových elementů ve středové oblasti koule (západoněmecká koncepce). Obě zbylé modifikace mají jako základ šestihraný hranol z grafitu výšky 800 – 1000 mm a šířce 360 – 500 mm. Uvnitř má jeden typ tyčové palivové elementy o průměru 12,7 mm, zalisované do některých z otvorů, zbylé otvory o průměru 15,9 mm slouží k chlazení (americké vysokoteplotní reaktory). Druhý typ má v sobě trubkové elementy průměru 65 a 30 mm umístěné soustředně v otvorech, chladivo proudí vnitřkem elementů a mezikruhovým kanálem (původní britská koncepce, ověřená v experimentálním reaktoru Dragon) [1],[3].

Tato varianta je určená pro uran-plutoniový palivový cyklus s obohacením 8 %. U zbylých dvou provedení je cyklus thorium-uranový s obohacením uranu 93 %. Aktivní zóna obsahuje 260 – 490 vertikálních palivových sestav, které jsou na výšku dělené na 3 – 8 bloků [1].

Vývoj nových paliv pro reaktory HTGR je zaměřen především na zlepšení vlastností ochranných vrstev. Jako perspektivní se jeví například nahrazení vrstvy SiC karbidem ZrC, který nereaguje s produkty štěpení a má vyšší tepelnou stabilitu. Druhou možností pak je využití legovaného uhlíku, což je dvoufázová směs PyC a SiC nebo ZrC. Takový materiál má vyšší rozměrovou stabilitu při ozáření, velkou pevnost a lépe zadržuje v palivu Cs. Snížit únik štěpných produktů lze i jejich fixováním v jádru kulové částice. Toho lze docílit přidáním Al_2O_3 , SiO_3 do výše 50 %, díky čemuž dojde k vazbě Sr, Ba a Cs [3].

3.4 Lehkou vodou chlazené grafitové reaktory - LWGR

U tohoto typu prodělalo palivo několik změn. Zpočátku se používalo palivo z kovového uranu legovaného molybdenem, kde byla limitem vlastní teplota paliva (400 °C). Od typu reaktoru RBMK (reaktor blošoj moščnosti kanalnyj), vyvinutého v Sovětském svazu, se proto přešlo výhradně na oxid uranický, který tento limit odstranil, stejně jako omezenou hloubku vyhoření. Největším limitem tohoto typu je tak pokrytí. Austenitická nerezavějící ocel zde dovoluje teplotu pokrytí 360 °C, nízkoabsorbující zirkoniové slitiny pak jen 300 °C [1].

Reaktory LWGR byly ve větší míře vyvíjeny pouze v zemích Sovětského svazu, jinde se od nich brzy upustilo. Prvním reaktorem LWGR byla první sovětská elektrárna v Obninsku o výkonu 5 MWe, uvedená do provozu v roce 1954. První elektrárnou typu RBMK pak byla bělojarská jaderná elektrárna, jejíž první blok o výkonu 100 MW byl spuštěn v roce 1964 [9]. Reaktory RBMK jsou kanálového typu, palivo je tedy měněno za provozu.



Obr. 3-4 Palivové články RBMK [10]

V prvních fázích byl součástí palivového článku kanál určený pro chladivo, který byl obklopen palivem. U typu RBMK pak je poprvé palivový článek uvnitř palivového kanálu. Původní elementy paliva byly prstencové o průměru 9,0 a 13,6 mm a délce 170 mm, opláštěné mělo tloušťku 0,2 mm. Články mají 5 – 7 trubek pro chladivo a celek je uložen ve vyjímatelné kompaktní kazetě s vnějším průměrem 65 – 80 mm. Článek RBMK má pak palivové elementy tyčové s průměrem 13,5 mm a délkou 3500 mm. Obal má tloušťku 0,9 mm. Palivové články jsou mnohatyčové, obsahují ve dvou zónách nad sebou po 18 palivových tyčích (viz Obr. 3-4) [1]. Obohacení palivových tablet je u RBMK 1,8 – 2%. Distancování tyčí zajišťuje deset ocelových mřížek, centrální trubka je zhotovena ze slitiny zirconia a má průměr 15 mm a tloušťku 1,25 mm [6].

Zóna má 998 – 1693 palivových kanálů v čtvercové mříži, uran má obohacení v průměru 1,8 – 3,0 % [1].

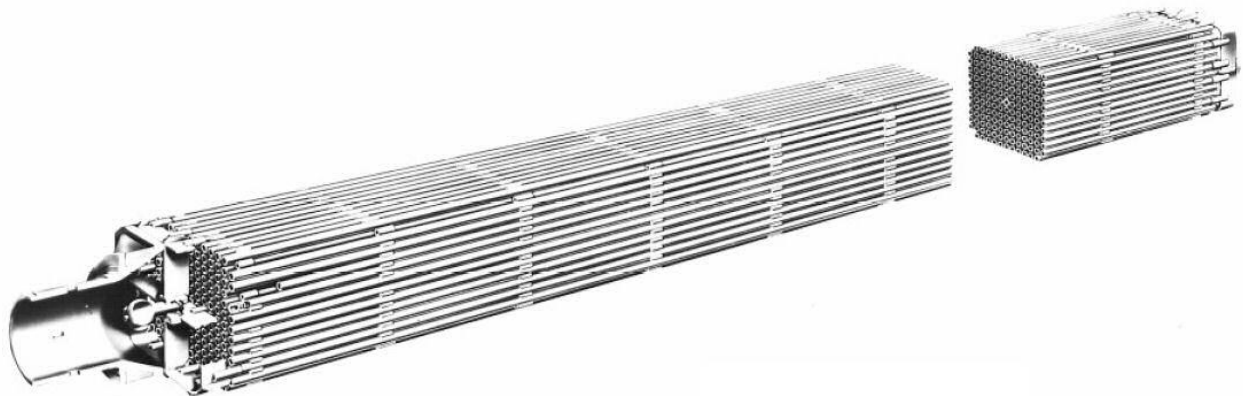
3.5 Lehkou vodou moderované a chlazené reaktory – LWR

Lehkovodní reaktory neumožňují použití přírodního uranu jako paliva z důvodu velkého absorpčního průřezu lehkého vodíku ve vodě, která slouží jako moderátor. Používají se proto keramická paliva z UO_2 , variantu představují též tzv. MOX paliva (Mixed Oxide Fuels). Ta jsou na bázi $\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$. Z důvodu potřeby dobrého rozložení neutronového toku v aktivní zóně se u lehkovodních reaktorů používá různých stupňů obohacení paliva. Materiálový limit těchto reaktorů představuje teplota obalů palivových elementů kvůli dlouhodobým mechanickým vlastnostem a korozi. Zprvu používané obaly z nerezavějící oceli nepředstavovaly teplotní limit, pozdější náhrada za zirkoniové obaly dovoluje dosáhnout teploty maximálně 380 °C [2].

Palivové články prodělaly velký vývoj. První články aktivní zóny reaktoru Shippingport - 1 měly deskové elementy, palivové články všech ostatních lehkovodních reaktorů mají podélné svazky palivových proutků. S postupným růstem energetického zatížení paliva docházelo k nárůstu počtu proutků v článku a snižování jejich průměru. Všechny proutky mají pokrytí ze slitiny zirconia – u PWR zpravidla Zircalloy-4, u BWR Zircalloy-2 a u VVER Zr 1-Nb [1]. Pouze v případě prvních tlakovodních reaktorů byly obaly vyrobeny z austenitické nerezavějící oceli.

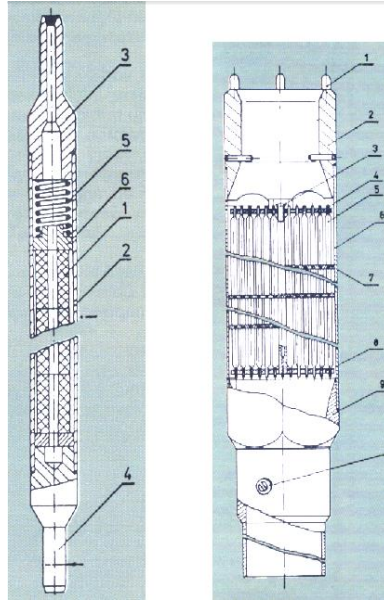
Střední obohacení rovnovážné vsázky závisí na použitém obalovém materiálu – v případě použití nerezavějící oceli by to bylo asi 3,4 %, při použití zirkonia alespoň 3,0 % a u BWR 2,5 %. Palivové soubory se vyrábějí s jednotnými rozměry, které jsou u PWR 214x214 mm, u BWR 138x138 mm [2]. Oproti výše zmíněným typům reaktorů nemají palivové články PWR kanálové trubky.

V případě varných reaktorů jsou články opatřené čtverhrannou kanálovou trubkou. Tento základní modul aktivní zóny varného reaktoru je tvořen celkem čtyřmi palivovými soubory, mezi kterými je umístěna absorpční tyč křížového průřezu. Jednotlivé soubory pak obsahují 7x7 palivových proutků, umístěných v kazetě čtvercového průřezu. Aktivní část palivového proutku má přes čtyři metry. Průměr proutků má kolem 14 mm, což je výrazně více než u tlakovodních reaktorů [3].



Obr. 3-5 Palivový článek PWR

Provedení konstrukce palivových souborů tlakovodních reaktorů se u světových výrobců velmi liší. Pro reaktory postsovětských zemí jsou typické soubory šestihranného tvaru s trojúhelníkovou geometrií uspořádání proutků v palivovém článku (klastru) i uspořádání palivových souborů v reaktorové mříži. Oproti tomu klastry od západoevropských a amerických výrobců mají čtvercový průřez a čtvercovou geometrií uspořádání proutků v souboru, stejně jako souborů v mříži reaktoru (viz Obr. 3-5). Rovněž nosná část palivového souboru je dosti odlišná. Východní soubory mají obálku šestihranného tvaru s vstupní částí a hlavicí, které vymezují prostor, kterým protéká chladivo. Palivové soubory západních výrobců jsou bezobálkové pro lepší proudění vody. Nosná část se skládá z 16 – 24 trubek pro vedení svazkové řídicí tyče, na něž je připojená hlavice, distanční mřížky a spodní koncová část palivového souboru.



Obr. 3-6 Palivový element a článek VVER 440 [3]

Palivový soubor pro tlakovodní reaktor typu VVER 440 (viz Obr. 3-6) je tvořen svazkem 126 palivových proutků, distančními mřížkami a šestihrannou obálkou napojenou na válcové koncové části. Rozteč trojúhelníkové geometrie uspořádání elementů je 12,2 mm. Distanční mřížky jsou voštinového typu, je jich deset a jsou uprostřed spojeny centrální zirkoniovou trubicí. Obálka je ze slitiny Zr 2,5 Nb tloušťky 1,5 mm, rozměr klíče je 144 mm. Proutek je tvořen souborem tablet o průměru 7,6 mm a výšce 15 – 30 mm, které jsou umístěny do trubky ze Zr 1 Nb s vnějším průměrem 9,1 mm a tloušťkou stěny 0,65 mm [2]. Ta je na obou koncích opatřena přivařenými koncovkami. Horní část palivového proutku obsahuje volný prostor pro plynné produkty štěpení. Tablety mají středový otvor o průměru 1,4 – 1,6 mm. Osově upevnění zajišťuje pružné pouzdro z nerezavějící oceli. Palivové proutky jsou uloženy dolními koncovkami ve spodní nosné mřížce souboru, horní mřížka je pouze vedoucí, kvůli axiální dilataci elementů.



Obr. 3-7 Detail horní části palivového článku VVER 1000 [11]

Palivový soubor pro tlakovodní reaktor VVER 1000 (viz Obr. 3-7) je oproti souboru pro VVER 440 zvětšen a má úpravy pro použití svazkové řídicí tyče. Obálka má rozměr klíče 238 mm, uvnitř je svazek 312 palivových proutků, uspořádaných do trojúhelníkové geometrie s roztečí 12,75 mm, 12 trubek k vedení svazkové řídicí tyče, instrumentační trubka a centrální trubka [3]. Obálka článku byla zprvu perforovaná, později se přešlo na bezobálkovou konstrukci podobnou západnímu typu [1]. Použité materiály a provedení palivových proutků jsou stejné jako u VVER 440, pouze jsou proutky delší. Tablety mají tentýž průměr jako u VVER 440, jejich výška je ale pouze 12 mm.

Palivový soubor západního typu má vodící trubky a distanční mřížky ze slitiny Zircalloy-2, hlavice je stejně jako spodní koncová část vyrobená z austenitické nerezavějící oceli. Trubka pokrytí palivového proutku má průměr kolem 10,75 mm a je ze slitiny Zircalloy-4 [1]. Sloupec tablet je upevněný vinutou pružinkou, koncovky trubice jsou přivařené. Přetlak helia může být u některých konstrukcích až 2,5 MPa z důvodu snížení tlakového rozdílu mezi chladivem a plynem venku a plynnými produkty štěpení uvnitř. Palivové proutky jsou do spodní nosné mřížky pouze zasunuty, takže v případě poškození proutku je možno jej snadno demontovat ze svazku. Horní mřížka opět palivové elementy pouze vede kvůli axiální dilataci. Soubory jsou standardizované, obsahují 15x15, 16x16 nebo 17x17 palivových elementů v řadách, 20 míst je vyhrazeno pro vodící trubky svazkové regulační tyče a jedno místo pro instrumentační trubku.

3.6 Reaktory moderované těžkou vodou – HWR

Těžkovodní reaktory používají jako palivo pouze přírodní uran. Veškeré pokusy o použití obohaceného paliva později ústily k opuštění moderování těžkou vodou. Požadavky na fyziku aktivní zóny vymezují možné obaly palivových elementů na hliník, zirkon a jejich slitiny. V případě chlazení plynem přicházejí v úvahu ještě hořčík a jeho slitiny, případně beryllium. Jde tedy pouze o nízkoteplotní materiály [1].

Typickým zástupcem těžkovodních reaktorů jsou kanadské reaktory CANDU kanálového typu, které se vyznačují horizontálními tlakovými kanály, vyrobenými ze slitiny Zircalloy [9]. Výměna paliva je kontinuální, realizovaná dvěma zavážecími stroji.

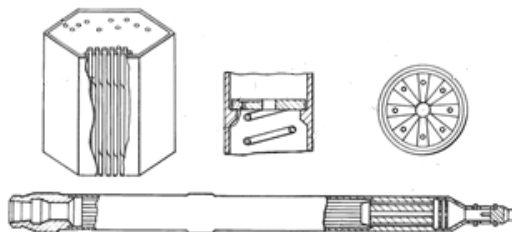


Obr. 3-8 Horizontální svazek pro kanadskou elektrárnu typu CANDU [12]

Články jsou výhradně z přírodního oxidu uraničitého. Skládají se z tyčových elementů, které jsou sdružené do podélných svazků. Palivová část řídicí tyče obsahuje centrální nosnou tyč ze zirkonia a není na výšku dělená. Palivové články, které jsou horizontální, nosnou tyč nemají a jsou dělené na kratší svazky po asi 500 mm (viz Obr. 3-8). Palivový element má vnější průměr 11 – 15 mm. Obalová trubka se používala ze Zircalloye-2, později se přešlo na Zircalloy-4, její tloušťka je 0,4 – 0,6 mm. Palivový článek obsahuje 19 – 37 palivových elementů. Palivových kanálů je v reaktoru 132 – 480, horizontální kanály mají 9 – 12 svazkových palivových článků [1].

3.7 Tekutými kovy chlazené rychlé množivé reaktory – LMFBR

Pro dosažení kritičnosti rychlých reaktorů je zapotřebí použít dostatečně obohacené palivo - ^{235}U minimálně 8 %, ^{239}Pu minimálně 6% [1]. Pokrytí palivových elementů zde musí vydržet velké mechanické namáhání, vzdorovat velkému radiačnímu poškození a koroznímu a eroznímu působení.



Obr. 3-9 Článek LMFBR [8]

Zprvu se experimentovalo s vysoce legovaným kovovým palivem s nízkým teplotním a radiačním limitem [1]. Později se přešlo na tablety obohaceného UO_2 , uzavřené v tenkostěnných trubkách z austenitické nerezavějící oceli s vysokým legováním o průměru kolem 7 mm a tloušťce pokrytí 0,3 – 0,5 mm. Mezi palivem a pokrytím je mezera, vyplněná heliem pro snížení tepelného odporu kontaktní vrstvy. Pro snížení tlaku plynů vzniklých štěpením jsou na horním a dolním konci proutku ponechány expanzní dutiny [3].

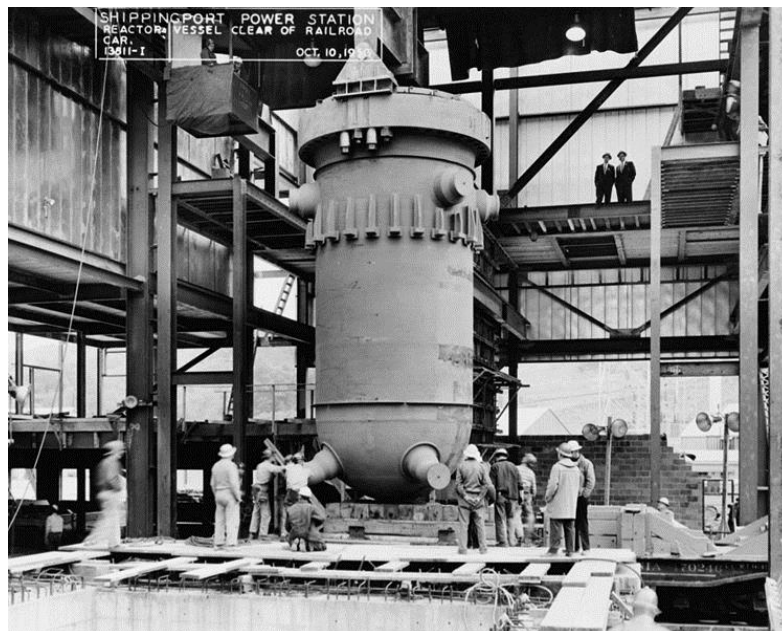
Z důvodu přiřazení palivových článků blízko k sobě mají palivové články hexagonální geometrii (viz Obr. 3-9). Jsou mnohotyčové a mají trojúhelníkovou geometrii uspořádání proutků. Proutky mají poloměr 4 – 6 mm kvůli snaze zvětšit poměr povrchu a objemu paliva za účelem zvětšení měrného tepelného výkonu. Z důvodu dodržení rozteče mají tyče na povrchu šroubovitě navinutý drát z nerezavějící oceli [6].

Hlavním nosným prvkem palivového článku je šestiboký ocelový plášť, který má ve spodní části zúženou koncovku. Na opačném konci článku pak jsou oválné otvory, kterými je chladivo odváděno do sběrné komory reaktoru [6].

4 HISTORICKÝ VÝVOJ JADERNÝCH PALIV PRO TLAKOVODNÍ REAKTORY

4.1 Vývoj reaktorů PWR

Tlakovodní reaktory byly v prvopočátku vyvíjeny jako pohon pro podmořská plavidla. Bylo zapotřebí vyvinout jednoduché a kompaktní zařízení. Prostředí ponorky navíc neumožňovalo výměnu paliva během plavby na moři nebo použití paliva s vysokým obohacením. Byl proto zvolen lehkovodní reaktor. Dne 21. ledna 1954 byla v USA spuštěna na vodu jaderná ponorka USS Nautilus, vybavená tepelným heterogenním reaktorem, která sloužila především jako experimentální loď k ověření nového pohonu. Z provozu byla vyřazena v březnu roku 1980 a dnes je využívána jako muzeum. Dnešní reaktory PWR jsou stacionární variantou tohoto reaktoru.



Obr. 4-1 Umisťování reaktorové nádoby v jaderné elektrárně Shippingport

První prototypovou elektrárnou s tlakovodním reaktorem byla 2. prosince 1957 připojená elektrárna Shippingport (reaktorová nádoba na Obr. 4-1), stojící u Pittsburgu ve státě Pensylvánie, USA. Maximální elektrický výkon činil 68 MWe (236 MWt) [5]. Část článků obsahovala uran obohacený na 15%, část uran přírodního obohacení, v obou případech ve formě UO_2 . Jako chladivo a zároveň moderátor byla zvolena obyčejná voda. Od konce roku 1977 byly jako palivo použity tabletky z ThO_2 a oxidu ^{233}U v obohacení 5-6 %, 1,5 – 3 % na koncích proutku. Účelem bylo demonstrovat možnosti množivého materiálu v podobě thoria. Po pěti letech provozu s tímto palivem bylo zjištěno o přibližně 1,4 % vyšší obohacení ^{233}U [2]. Elektrárna byla odstavena 1. října 1982.

První velkou komerční elektrárnou s tlakovodním reaktorem byla elektrárna Yankee (USA), uvedená do provozu o čtyři roky později, 1. července 1961 s maximálním výkonem 180 MWe, 600 MWt [7].

Vývoj následoval postupně i v dalších zemích – SSSR (o vývoji VVER bude podrobněji psáno v následující podkapitole), Velké Británii, Francii, Německu, atd.

V západním Německu (NSR) byl první elektrárnou s tlakovodním reaktorem Obrigheim, připojený v říjnu 1968 o projektovém výkonu 357 MWe [7]. Ve Francii je představitelem prvních elektráren s tlakovodními reaktory Sena z roku 1966, v Itálii pak Selni z 1964. Na elektrárně Indian Point-2 v USA, spuštěné v roce 1973, bylo poprvé použito provedení absorpčních tyčí jako součásti palivových článků [3].

V sedmdesátých letech pak nastupuje druhá generace reaktorů, která se charakterizuje nárůstem jednotkového výkonu z hodnot v řádu 100 MWe až na 1300 MWe. Na konci sedmdesátých let již všichni výrobci mají své standardizované modely o výkonech 3000-3800 MWt. Limit 3800 MWt byl stanoven v USA, ostatní státy ho však dodržovaly také. V osmdesátých letech byly představeny tzv. APWR – zdokonalené tlakovodní reaktory, zaměřené na nižší náklady, vyšší spolehlivost a bezpečnost. Po celou tuto éru byli předními západními výrobci Westinghouse, Babcock-Wilcox a Combustion Engineering. Ostatní firmy vesměs pouze vycházely z koncepce reaktorů Westinghouse, výjimku představuje například západoněmecký reaktor elektrárny Mülheim-Kärlich od firmy Brown Boveri, vyrobený ve spolupráci s Babcock-Wilcox.[3].

V sedmdesátých letech uváděl Westinghouse do provozu až osm reaktorových bloků ročně, s průměrným výkonem 1000 MWe. Havárie Three Mile Island v roce 1978 a další okolnosti však způsobil konec této vlny objednávek. V osmdesátých a devadesátých letech největší rozmach zaznamenal Framatom, který se v té době stal největším producentem tlakovodních reaktorů západního typu. Druhá generace reaktorů pak téměř končí rokem 2000 [3].

Poslední reaktory PWR druhé generace realizované do roku 2000 představují:

Sizewell B (Velká Británie) postavený podle upraveného projektu Westinghouse. Práce na něm byly zahájeny v roce 1981, do sítě pak zapojen v roce 1996 [3].

Civeaux 2 (Francie) od Framatomu, z roku 1999, který představuje výchozí bázi pro projekt evropského tlakovodního reaktoru EPR. Standardní výkon 1300 MWe je zde zvýšen navýšením počtu palivových článků ze 193 na 205, kromě toho prodělal řadu dalších vylepšení oproti standartu. Jde o poslední realizaci německé firmy KWU a jednu z nejmodernějších a nejbezpečnějších jaderných elektráren ve světě [3].

Angra-2 (Brazílie) uvedená do provozu v roce 2000 po 23 letech výstavby, reaktor o výkonu 1300 MWe je od firmy Siemens [3].

Ulchin 4 (Jižní Korea) od ABB Combustion Engineering, poslední z jejich čtyř velkých bloků PWR v Jižní Korei (Yonggwang 3 a 4, Ulchin 3 a 4). Byl postaven podle standardizovaného projektu System 80, který byl v USA v roce 1983 jediným standartním provedením, využívajícím 100% opakování všech detailů včetně zkušeností. Poslední z těchto bloků byl uveden v prosinci 1999 [3].

Z hlediska parametrů paliva lze během vývoje vidět několik tendencí. V zájmu bezpečnosti aktivní zóny je dáována přednost menší hodnotě lineárního tepelného výkonu palivové tyče. Toto snížení se realizuje rozčleňováním palivového článku, tj. současným zvyšováním počtu tyčí a snižováním jeho průměru. Palivové články reaktorů z poloviny 70. let měly 204 proutků (15x15 a 20 absorpčních elementů). Pozdější standardizované jednotky mají palivové články s 236 proutky (16x16 a 20 absorpčních elementů) nebo 264 proutky (17x17 a 25 absorpčních elementů). Firma KWU vyvinula i palivo 18x18 a 24 absorpčních elementů. Dalšími tendencemi

jsou snižování měrného objemového výkonu v aktivní zóně, použití celozircalloyové konstrukce palivového článku (tj. včetně distanční mřížky) a různá další zvyšování projektových rezerv pro rozložení výkonu v aktivní zóně. Projevuje se i snaha o konstrukční opatření pro snížení interakce mezi palivovou tabletou a jejím povlakem, ke které dochází při vysokém vyhoření důsledkem objemového růstu tablety [3].

4.2 Vývoj reaktorů VVER

Tab. 4-1 Vývojové řady reaktorů VVER [13]

VVER 210/V-1	experimentálně postaven v Novovoronežské JE
VVER 70/V-2	experimentální VVER (jiná tlaková nádoba a koncepce)
VVER 365/V-3M	experimentálně postaven v Novovoronežské JE
VVER 440/V-179	předchůdce první generace VVER
VVER 440/V-230	první generace VVER
VVER 440/V-213	druhá generace VVER
VVER 1000/V-187, 302, 338	pokračování druhé generace VVER
VVER 1000/V-320	vylepšená druhá generace VVER
VVER1000/V-392, 446	třetí generace VVER
VVER 1000/V-428, 412 (AES 91, AES 92)	inovovaná třetí generace VVER
VVER 1200 (AES 2006)	tzv. MIR, generace 3+ VVER
VVER 640/V-407	jeden blok ve výstavbě
AST 500 NPP	pro účely výtopny

Sovětské reaktory VVER (vodo-vodjanoj energetičeskij reaktor) rovněž vycházejí z konceptu jaderného lodního motoru. Prvním prototypem byl reaktor pohánějící ledoborec Lenin. V něm již bylo palivo na bázi UO_2 .

Dne 30. září 1964 byl k síti připojen reaktor VVER V-120 demonstrační novovoronežské jaderné elektrárny o projektovém výkonu 210 MWe (760 MWt). 27. prosince roku 1969 následoval druhý blok o výkonu 365 MWe, o další dva a tři roky později pak třetí a čtvrtý blok po 417 MWe [7]. Tyto reaktory se řadí do první generace jaderných elektráren, charakteristické prototypovými elektrárnami bez většího komerčního významu.

Následovala projektová řada VVER 440 (viz Tab. 4-1) jako představitel druhé generace jaderných elektráren a po ní VVER 1000. Číslo v označení řady značí projektovaný výkon. Pro obě řady jsou charakteristické vertikální válcové reaktorové nádoby, rozměry limitované požadavkem možnosti přepravy po železnici.

4.2.1 Reaktory VVER 440

Řada VVER 440 byla naprojektována na tříletý palivový cyklus a v průběhu 80. a 90. let byla stavěna ve většině zemí východní Evropy (Česká republika, Bulharsko, Maďarsko, Slovensko, Finsko, Ukrajina, Polsko, NDR, mimo Evropu pak Arménie a Kuba) [13].

Celkem bylo vyrobeno 17 reaktorových bloků VVER 440 první generace (V-230), mezi nimi například dva bloky V-1 v Jaslovských Bohunicích na Slovensku. Tyto reaktory mají v porovnání s v dnešní době stavěnými reaktory zastaralou koncepci, například v oblasti bezpečnostních prvků (bezpečnostní koncepce založená na řízeném vypouštění nízkoaktivního chladiva) [3].

Reaktory VVER 440 druhé generace (V-213) vznikly na základě zkušeností s provozem V-230 a odrážely zejména bezpečnostní požadavky, především západní bezpečnostní požadavky nutné respektovat při výstavbě finské jaderné elektrárny Loviisa v roce 1974 [3]. Celkem bylo spuštěno

18 reaktorových bloků typu VVER 440 V-213, včetně čtyř bloků jaderné elektrárny Dukovany, dvou bloků V-2 jaderné elektrárny Jaslovské Bohunice a bloků Mochove 1 a 2. Dále například čtyři bloky maďarské jaderné elektrárny Paks.

V Československu byl první reaktor typu VVER 440 spuštěn 17. 12. 1978 v Jaslovských Bohunicích, druhý blok následoval v březnu 1980, třetí a čtvrtý v letech 1984 a 1985. Druhou naší elektrárnou s reaktory VVER 440 se staly Dukovany se čtyřmi bloky, z nichž první byl připojen k síti 24. 2. 1985, další následovaly během dvou let [7].

4.2.2 Reaktory VVER 1000

Prvý blok typu VVER 1000 byl V-187 Voronež 5. Uveden byl do zkušebního provozu v roce 1981 s šestiletým zpožděním daným řadou koncepčních inovací oproti VVER 440. Od pozdějších jednotek V-302 a V-320 se v řadě aspektů liší. Soubory mají například ještě plášť kazety [3].

V letech 1983 – 1986 byly v SSSR uvedeny do provozu čtyři jednotky typu V-302 a V-338 - Nikolaev 1 a 2 (dnes označované jako South Ukraine 1 a 2) na jižní Ukrajině a dva bloky jaderné elektrárny Kalinin severně od Moskvy [7]. Nikolaev 1 byl reaktor V-302 s plnohodnotným kontejnmentem. Ostatní tři bloky byly V-338, zvláštností byl odlišný tvar hlavního cirkulačního potrubí (HCP) a přítomnost hlavních uzavíracích armatur (HUA), které se jinak u VVER 1000 nevyskytují [13].

Veškeré následující jaderné elektrárny vybavené reaktory VVER 1000 se již stavěly ve standardizovaném provedení V-320. Podle tohoto projektu byla zahájena rovněž výstavba JE Temelín [3]. Po celém světě je v provozu více než 30 bloků VVER 1000, celkem bylo naprojektováno cca 46 bloků [13].

4.2.3 Třetí generace VVER

Třetí generaci VVER tvoří v první řadě JE s reaktory VVER 440 V-318, které vychází ze zkušeností z výstavby a provozu typu V-213, navíc také zahrnují bezpečnostní systémy odpovídající podmínkám na Kubě. Výstavba prvních ze dvou bloků tamní elektrárny byla zahájena v říjnu roku 1983, nebyla ale dokončena, v současnosti se s další výstavbou nepočítá [3]. Ze zkušeností z provozu bloků VVER 440 vychází i VVER 640, který je projektem reaktoru středního výkonu a zvýšené bezpečnosti.

Druhým projektem je JE s reaktory VVER 1000 v provedení V-428, původně vyvíjená jako 3. blok JE Loviisa ve spolupráci s finskými projektanty. Mimo jiné projekt počítá s dvojitým betonovým plnotlakým kontejnmentem a čtyřnásobně zálohovanými, striktně fyzicky oddělenými bezpečnostními systémy [3]. Tento projekt se realizoval také v Číně (JE Tianwan 1 a 2), kde je v provozu od roku 2007. Následuje provedení V-412 realizované například na JE Kudankulam v Indii, kde je již jeden blok v provozu, druhý ve výstavbě [7]. Oba tyto modely kladou důraz na vyšší bezpečnost (prostřednictvím bezpečnostních systémů s vyšší úrovní bezpečnosti). Pro plánovanou bulharskou JE Belene je v úvaze ještě novější typ V-466.

Za zmínku stojí rovněž VVER 1200, tzv. MIR (modernizovaný internacionální reaktor), patřící do generace VVER 3+. Ve výstavbě jsou dva bloky Novovoronež 2 1 a 2 a dva bloky Leningrad 2 1 a 2 (zde jsou v plánu celkem čtyři bloky). Mimo území Ruska je ve výstavbě například jeden blok v Bělorusku, kde se počítá celkem se dvěma bloky a v plánu jsou i čtyři bloky v Turecku. Na základě tohoto projektu se hovoří i o VVER 1300 se dvěma možnými bloky Kursk 2 1 a 2, které by se mohly začít stavět v letech 2015 a 2016. Ve fázi projektování je rovněž VVER 1500.

5 VÝVOJ JADERNÉHO PALIVA U ČESKÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN

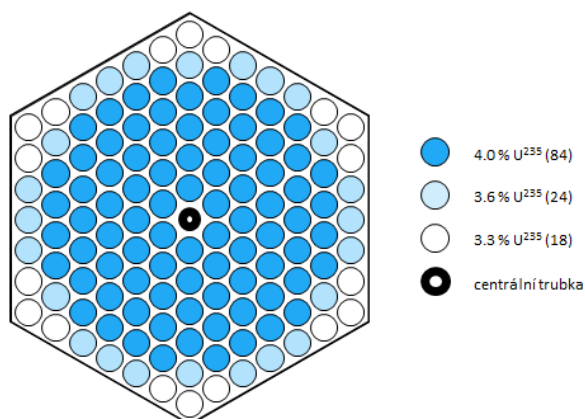
5.1 Elektrárna Dukovany

Od počátku provozu jaderné elektrárny Dukovany je jejím výhradním dodavatelem jaderného paliva ruská společnost TVEL (konkrétním výrobcem je Mašinostrojitelnyj zavod v městě Elektrostal, cca 60 km východně od Moskvy), která je největším východním výrobcem jaderných paliv [14]. V původním (projektovém) palivovém cyklu elektrárny se počítalo s tříletou kampaní. Tento cyklus s metodou zavážení out-in, kdy se zaváží čerstvé palivové soubory na okraj aktivní zóny, se však ukázal jako nepříliš ekonomický.

Při tomto tříletém cyklu se zaváželo ročně průměrně 116 čerstvých palivových souborů (114, 114 a 121), z toho 36 souborů s obohacením 2,4 % (včetně 12 palivových částí regulačních souborů) a 80 souborů s obohacením 3,6 %. Při první vsázce, kdy je zapotřebí simulovat vyhoření paliva, přítomné při dalším provozu, se přistoupilo na různou míru obohacení zaváženého paliva. Konkrétně šlo o neprofilované palivové soubory s obohacením 1,6 %, 2,4 % a 3,6 % ^{235}U [14]. Nevýhodou tohoto tříletého cyklu byla relativně vysoká hustota neutronového toku u kraje aktivní zóny, zaviněný čerstvým palivem v těchto místech, což mělo špatný dopad na životnost reaktorové nádoby, která je limitujícím faktorem při určení životnosti celého bloku. Navíc tříletý cyklus není příliš ekonomicky výhodný z důvodu velké spotřeby paliva.

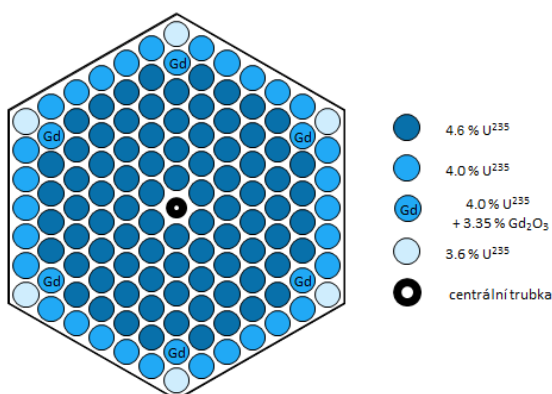
Tato skutečnost vedla v roce 1987 k zahájení přechodu na čtyřletý palivový cyklus. Pro ten je již typické schéma zavážení in-out, kdy se nejvíc vyhořelé palivo zaváží na okraj aktivní zóny, díky čemuž je v těchto místech snížena hustota neutronového toku a dávka na nádobu je tak o více než 40% menší [15]. To vede k menšímu zatěžování stěny reaktorové nádoby a tedy i lepší životnosti. Navíc se díky tomu po plném dosažení čtyřletého cyklu (v roce 1998) ročně zaváželo již jen průměrně 87 souborů, z čehož je 5 palivových částí regulačních souborů s obohacením 3,6 %, 6 s obohacením 2,4 % a 76 profilovaných palivových souborů s obohacením 3,82 %. Od roku 1999 mají i palivové části regulačních souborů profilované obohacení 3,82 % [14].

Aby bylo možné zavést tento delší cyklus, bylo zapotřebí změnit konstrukci palivového souboru. Pro dosažení lepší neutronové bilance v aktivní zóně byla zmenšena tloušťka obálky souborů ze 2 mm na 1,5 mm (poprvé zavedeno v roce 1990) a ocelové distanční mřížky byly vyměněny za zirkoniové. Ke snížení tloušťky pokrytí došlo pouze u palivových souborů, u palivových částí regulačních souborů ke snížení tloušťky došlo až spolu se zavedením paliva s vyhořívajícími absorbátory [14]. Obě změny mají vliv na snížení parazitní absorpce neutronů v konstrukci souboru. Obohacení uranu se zvýšilo na 3,6 % [15]. Tlak helia uvnitř proutku byl zvýšen z původních 107 – 147 kPa na 500 – 700 kPa, což vedlo ke zlepšení vedení tepla v mezeře, s nížením uvolňování produktů štěpení z tablety a omezení creepu povlaku směrem dovnitř proutku. Centrální otvor tablety byl zúžen na 1,4 mm, z původních 1,6 mm. Celý přechod na čtyřletý cyklus pak završilo zavedení palivových souborů radiálně profilovaného středního obohacení 3,82 % ^{235}U – proutky s obohacením 3,3 %, 3,6 % a 4,0 % (viz Obr. 5-1) [14].



Obr. 5-1 Soubor se středním obohacením 3,82 %

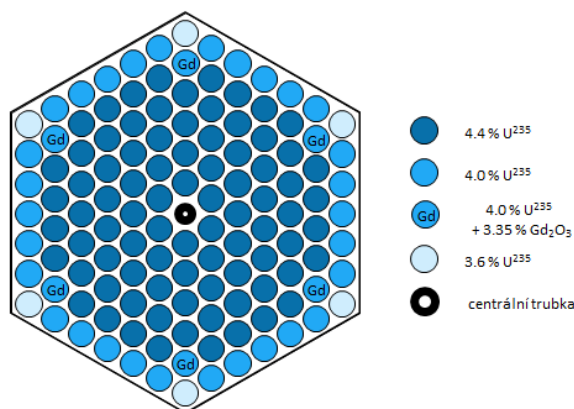
Počínaje rokem 2003 začalo na druhém bloku zavážení palivových souborů s vyhořívajícími absorbátory na bázi Gd se středním obohacením 4,38% ^{235}U (proutky s obohacením 3,6 %, 4,0 % a 4,6 %) – palivo Gd-1. Jde o Gd_2O_3 , které se rozemele a speče do tablet šesti palivových proutků v rámci souboru, obohacených na 4,0 % v podobě homogenní směsi, hmotnostní zastoupení Gd_2O_3 je 3,35 % [14]. Použité izotopy gadolinia mají na počátku cyklu vysoký účinný průřez pro absorpci neutronů. Zachytáváním neutronů se přeměňují na izotopy s nízkým účinným průřezem pro absorpci a přestávají tak neutrony zachycovat. Proto je také označujeme jako vyhořívající absorbátory. Po prvním roce provozu souboru se již v palivu prakticky nenacházejí. Důvodem jejich použití je snaha vyrovnat rozložení výkonu v aktivní zóně absorbováním neutronů v místech kde by jinak byl zvýšený výkon kvůli horšímu vodouranovému poměru (rohy souborů). V regulačních souborech, kde je naopak potřeba regulovat výkon po čas celé kampaně, jsou absorbátory na bázi boru, jejichž účinnost naopak klesá s časem nepatrně.



Obr. 5-2 Soubor Gd-1

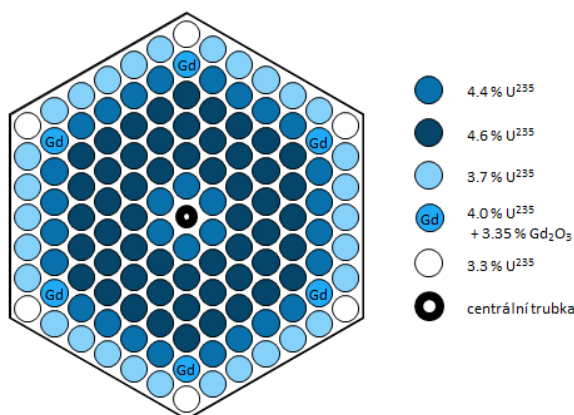
Zavážení paliva Gd-1 (viz Obr. 5-2) na bázi gadolinia umožnilo zahájit přechod na pětiletý palivový cyklus. V úplném pětiletém palivovém cyklu se bude zavážet v průměru již jen 72 palivových souborů ročně (z toho 9 palivových částí regulačních souborů s obohacením 3,82% a 63 palivových souborů s obohacením 4,38 %) oproti 116 palivovým souborům na počátku provozu elektrárny [14],[15].

Následovaly inovace palivového souboru v podobě prodloužení palivového sloupce o 6 cm (kvůli tomu byla nutná změna konstrukce nejen proutku, ale i hlavice a patice) a vylepšení vodo-uranového poměru zmenšením tloušťky palivových proutků a zvětšením rozteče mezi proutky z 12,2 na 12,3 mm. Průměr peletky se zvedl o 0,03 mm a naopak centrální otvor byl o 0,2 mm zúžen. Díky těmto změnám bylo možné snížení středního obohacení na 4,25 % ^{235}U (3,6%, 4,0% a 4,4 %) [14]. Toto palivo, označené jako Gd-2 (viz Obr. 5-3), zavážené od roku 2005 počínaje třetím blokem, mělo díky zmíněným úpravám v konstrukci zachován stejný multiplikační koeficient jako v případě paliva Gd-1 [15],[16].

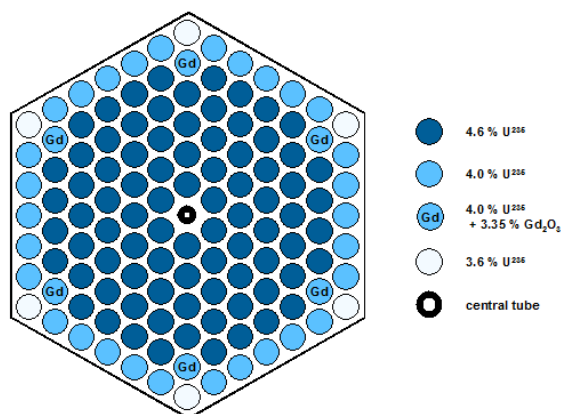


Obr. 5-3 Soubor Gd-2

Prioritou po zavedení paliva Gd-2 je udržení pětiletého palivového cyklu se zachováním délek odstávek, čili prodloužení kampaní. Pro to byla nutná další inovace paliva označená Gd-2+ (viz Obr. 5-4). Jde o obměnu paliva Gd-2, ale s optimalizací radiálního profilování obohacení. Ta byla zavedena poprvé v roce 2007 na třetím bloku elektrárny. Pro udržení pětiletého cyklu i při zvýšení výkonu na 105% jmenovitého výkonu bylo zapotřebí provést další změnu paliva, označenou jako Gd-2M (viz Obr. 5-5). Ta byla zavedena poprvé rovněž na třetím bloku a to v roce 2009. Jde o konstrukčně shodné palivo s Gd-2+, avšak obohacení je 4,38 % jako u Gd-1 [16].

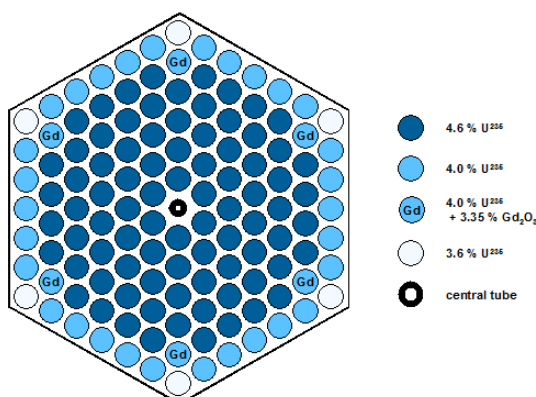


Obr. 5-4 Soubor Gd-2+



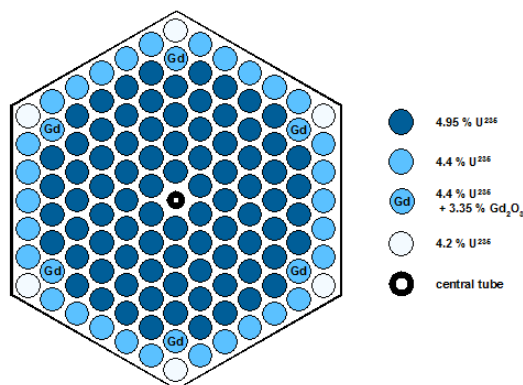
Obr. 5-5 Soubor Gd-2M

V září letošního roku se očekává zavezení nového paliva Gd-2M+ (Obr. 5-6) na prvním bloku. Jde o palivo se středním obohacením 4,38 % a s peletkami, které již nemají centrální otvor (s výjimkou peletek s gadoliniovým vyhořívajícím absorbátorem). K dalším změnám u tohoto paliva patří zvětšení velikosti zrn v peletce z 10 μm na 25 μm , což vede k menšímu úniku štěpných produktů z nitra peletky. Rovněž průměr peletky bude o 0,2 mm větší [16].



Obr. 5-6 Soubor Gd-2M+

Při budoucích změnách paliva bude důraz kladen především na udržení pětiletého palivového cyklu, případné možnosti zvýšení výkonu, co nejefektivnější využití paliva a další snižování délky odstávky. Byl již vypracován návrh paliva se středním obohacením 4,76 % (poslední sloupec Tab. 5-2, viz též Obr. 5-7), jeho použití se však zatím nepředpokládá.



Obr. 5-7 Uvažovaný soubor Gd-2M+ s obohacením 4,76 %

Veškeré změny v konstrukci paliva jsou přehledně uvedeny v tabulkách 5-1 a 5-2. Čísla před lomítkem u paliv Gd-2M+ jsou pro tvel proutky (bez vyhořívajících absorbátorů), čísla za lomítkem pak pro tveg proutky (s vyhořívajícím absorbátorem ve formě Gd₂O₃).

Tab. 5-1 Porovnání vybraných parametrů jednotlivých paliv na EDU – po palivo Gd-2 [14],[16]

	Typ palivového souboru				
	neprofil. standartní	neprofil. pokročilý	profil. 3,82% 235U	Gd-1 4,38 % 235U	Gd-2 4,25% 235U
Vnější průměr tablety [mm]	7,53 - 7,60	7,53 - 7,60	7,54 - 7,57	7,54 - 7,57	7,57 - 7,60
Průměr centrálního otvoru [mm]	1,6 ^{+0,3}	1,6 ^{+0,3}	1,4 ^{+0,3}	1,4 ^{+0,3}	1,2 ^{+0,3}
Výška tablety [mm]	8,5 - 14	8,5 - 14	9 - 11	9 - 11	10 - 12
Vnější průměr pokrytí proutku [mm]	9,15 ± 0,05	9,15 ± 0,05	9,15 ± 0,05	9,15 ± 0,05	9,10 ± 0,05
Vnitřní průměr pokrytí proutku [mm]	7,72 ^{+0,08}	7,72 ^{+0,08}	7,73 ^{+0,06}	7,73 ^{+0,06}	7,68 ^{+0,06}
Tloušťka pokrytí (minimální) [mm]	0,63	0,63	0,63	0,63	0,63
Materiál pokrytí	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb
Výška sloupce paliva [mm]	2420 ± 10	2420 ± 10	2420 ± 10	2420 ± 10	2480 ± 10
Krok mříže proutků [mm]	12,2 ± 0,15	12,2 ± 0,15	12,2 ± 0,15	12,2 ± 0,15	12,3 ± 0,12
Tloušťka obálky paliv. souboru [mm]	2,0 ^{+0,15} _{-0,05}	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}
Materiál obálky palivového souboru	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb

Tab. 5-2 Porovnání vybraných parametrů jednotlivých paliv na EDU – od paliva Gd-2+ [16]

	Typ palivového souboru			
	Gd-2+ 4,25% 235U	Gd-2M 4,38% 235U	Gd-2M+ 4,38% 235U	Gd-2M+ 4,76% 235U
Vnější průměr tablety [mm]	7,57 - 7,60	7,57 - 7,60	7,80 ^{-0,3} / 7,60 ^{-0,3}	7,80 ^{-0,3} / 7,60 ^{-0,3}
Průměr centrálního otvoru [mm]	1,2 ^{+0,3}	1,2 ^{+0,3}	0 / 1,2 ^{+0,3}	0 / 1,2 ^{+0,3}
Výška tablety [mm]	10 - 12	10 - 12	9 - 12 / 10 - 12	9 - 12 / 10 - 12
Vnější průměr pokrytí proutku [mm]	9,10 ± 0,05	9,10 ± 0,05	9,10 ± 0,04	9,10 ± 0,04
Vnitřní průměr pokrytí proutku [mm]	7,68 ^{+0,06}	7,68 ^{+0,06}	7,92 ^{+0,06} / 7,69 ^{+0,06}	7,92 ^{+0,06} / 7,69 ^{+0,06}
Tloušťka pokrytí (minimální) [mm]	0,63	0,63	0,54 / 0,63	0,54 / 0,63
Materiál pokrytí	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb	Zr 1-Nb
Výška sloupce paliva [mm]	2480 ± 10	2480 ± 10	2480 ± 10	2480 ± 10
Krok mříže proutků [mm]	12,3 ± 0,12	12,3 ± 0,12	12,3 ± 0,12	12,3 ± 0,12
Tloušťka obálky paliv. souboru [mm]	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}	1,5 ^{+0,15}
Materiál obálky palivového souboru	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb	Zr 2,5-Nb

5.2 Elektrárna Temelín

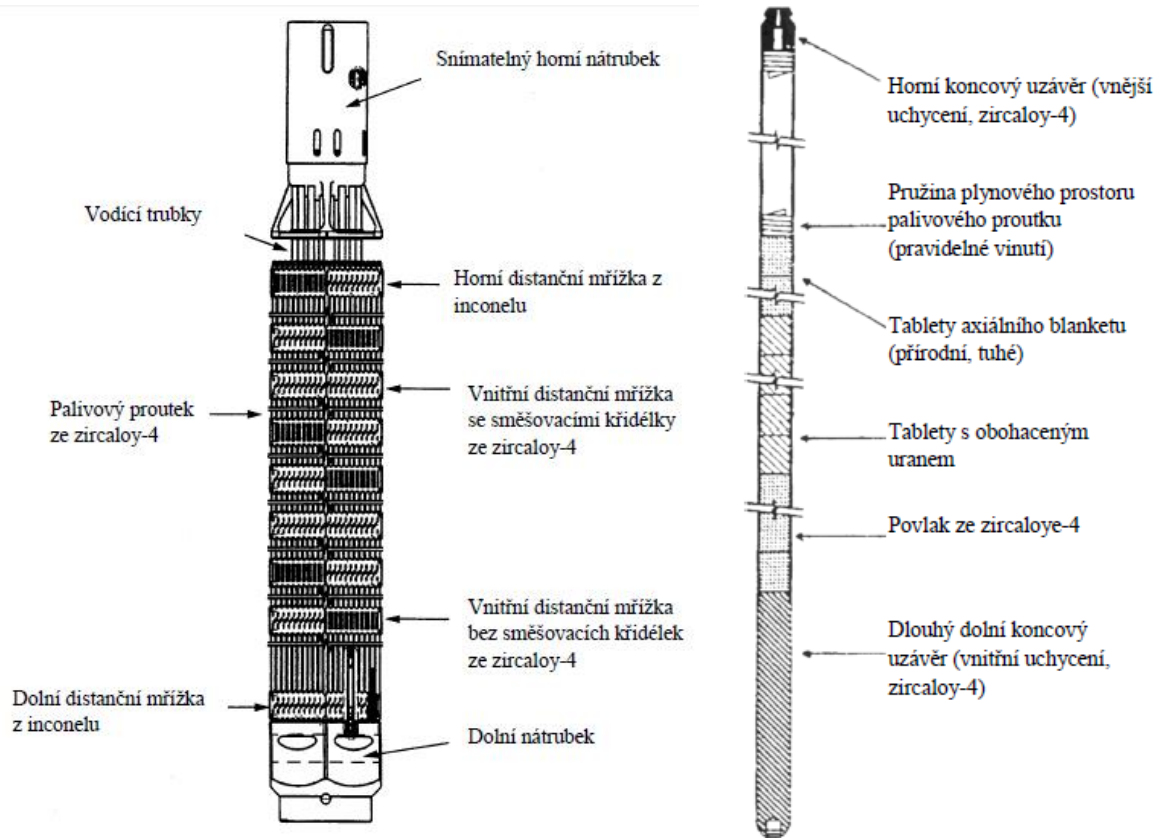
Původní podoba projektu jaderné elektrárny Temelín počítala s ruským palivem a technologií řízení, palivová kampaň byla naplánována jako tříletá. Z ekonomických důvodů a kvůli efektivnějšímu využití paliva byl vypsán tendr, ve kterém zvítězila americká společnost Westinghouse [17]. Její palivo tak bylo v elektrárně používáno od počátku provozu, cyklus byl od počátku plánován jako čtyřletý. Zprvu byly u paliva od tohoto výrobce problémy v oblasti konstrukční pevnosti, kdy docházelo k častému ohýbání, kroucení a radiačnímu růstu článků. Problém představovaly rovněž časté netěsnosti palivových proutků. S ohledem k těmto skutečnostem byly články modifikovány [18].

I přes vyřešení těchto problémů bylo rozhodnuto o změně dodavatele a na základě nového tendru byla podepsána smlouva se společností TVEL v roce 2006. Původně bylo naplánováno nahradit používané palivo ruským postupně a používat tak v reaktoru přechodně obě paliva najednou, na této možnosti spolupracovaly TVEL, Westinghouse a ČEZ. Nakonec se však od tohoto plánu upustilo z důvodu nelicencování použití obou paliv Státním úřadem pro jadernou bezpečnost a palivo bylo na obou blocích elektrárny vyměněno najednou, všech 163 souborů. Na prvním bloku došlo k výměně v roce 2010, na druhém pak v roce 2011 [19]. U nového paliva od firmy TVEL se počítá do budoucna s pětiletým palivovým cyklem, ten však zatím nebyl licencován z důvodu vyššího vyhoření paliva, než je maximální povolené, elektrárna proto pracuje v čtyřletém palivovém cyklu [20].

5.2.1 Palivo VVANTAGE 6

Pro reaktory VVER byly společností Westinghouse vyvinuty palivové soubory označované jako VVANTAGE 6. Tento typ paliva byl zavezen poprvé v červenci roku 2000 a byl v reaktorech používán po dobu deseti let, do doby než došlo na základě nového tendru ke změně dodavatele a začalo se používat palivo společnosti TVEL. V prvním palivovém cyklu fungovalo toto palivo bez problémů, od druhého cyklu se však začaly postupně objevovat problémy, kdy docházelo k poškození pokrytí proutků o distanční mřížku a rovněž ke kroucení, ohýbání a prodlužování celých souborů.

S ohledem k této zkušenosti byly nadále zlepšovány provozní parametry článků. Došlo ke změně použitého materiálu z původně použitého Zircaloy-4 na ZIRLOTM, který se využívá na pokrytí palivových proutků a instrumentační trubky [18]. Tato změna proběhla v letech 2006 a 2007 a došlo během ní rovněž k úpravám horní hlavice souboru a vyztužení hydraulického tlumiče vodících trubek. Konstrukce paliva byla zpevněna lepším propojením distančních mřížek s vodícími trubkami. Předposlední distanční mřížka, vyrobená ze Zircaloy-4, byla nahrazena mřížkou z inconelu [17].



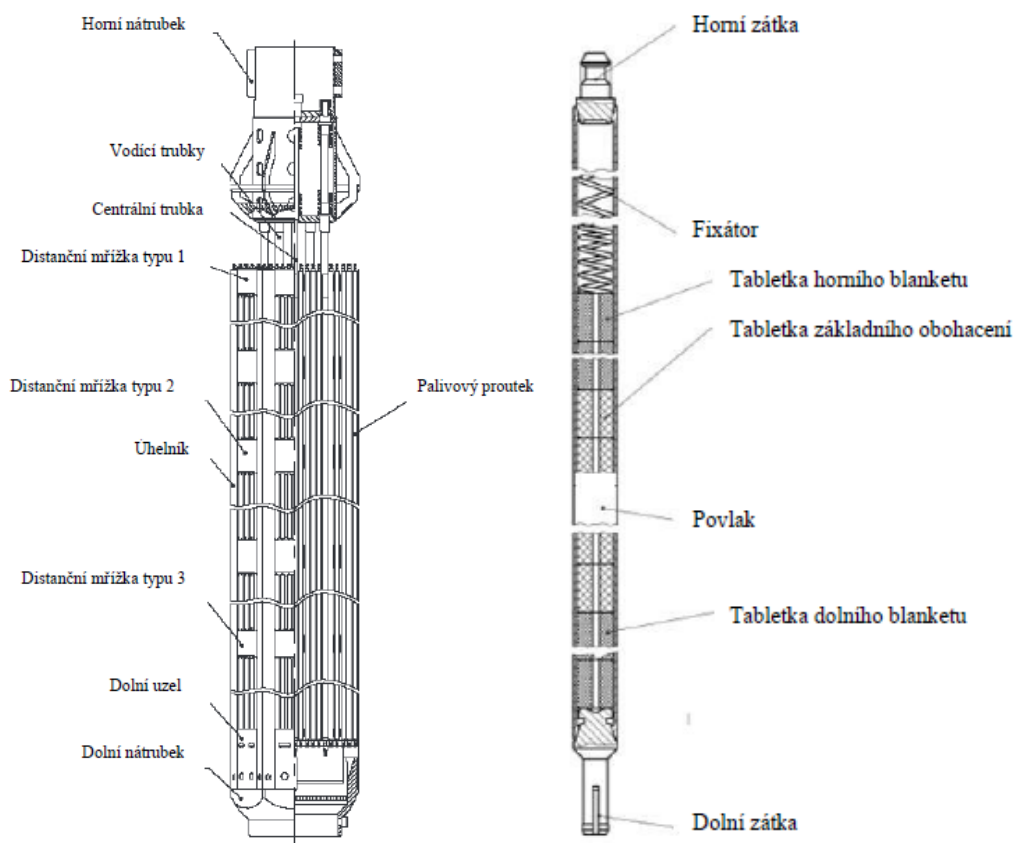
Obr. 5-8 Soubor a proutek VVANTAGE 6 [20]

Soubor VVANTAGE 6 (viz Obr. 5-4) se skládá z 312 proutků v trojúhelníkové mříži. Středem souboru prochází centrální trubka pro senzory vnitřních měření. Každý soubor obsahuje osmnáct vodících trubek pro regulační klastry, svazky s neutronovými zdroji, popřípadě svazky s diskrétními absorbátory, podle toho, v které části aktivní zóny se soubor nachází. Vodící trubky jsou s distančními mřížkami pevně spojeny a tvoří tak nosnou konstrukci souboru. Distanční mřížky mají kosočtvercové uspořádání tvořené vzájemně spojenými pásky s pružinkami a výstupky, které mají udržovat stejnou vzdálenost mezi proutky. K zintenzivnění přestupu tepla jsou vnitřní mřížky vybaveny směšovacími křídélky. Obě krajní a nejspodnější vnitřní mřížka tato křídélka neobsahují. Horní i dolní nátrubek souboru, které jsou oba snímatelné, jsou vyrobeny z nerezové oceli 304 [20].

Pokrytí proutků (viz Obr. 5-4) je ze ZIRLOTM, uvnitř pak jsou tabletky UO_2 . Proutek může obsahovat axiální blanket (sloupec tabletek přírodního uranu) na koncích, které snižují axiální únik neutronů. Rovněž může soubor obsahovat proutky s palivem s vyhořívajícími absorbátory. Ten je v tomto případě tvořen povlakem ZrB_2 na povrchu tabletek, dá se ale také realizovat jako diskrétní, zasunutý do vodících trubek [20]. Proutky jsou vnitřně tlakovány heliem, nad tabletkami pak obsahují volný prostor pro možnou zvýšenou produkci plyných produktů štěpení.

5.2.2 Palivo TVSA-T

Tyto soubory od společnosti TVEL byly navrženy speciálně pro elektrárnu Temelín za účelem kompatibility s původním americkým palivem VVANTAGE 6 a z toho vyplývající možnosti provozovat reaktory s oběma typy souborů najednou. Jde o upravenou a zdokonalenou verzi paliva TVSA určeného pro reaktory VVER 1000. To je charakteristické zvýšenou provozní spolehlivostí a odolností vůči deformacím díky konstrukčním vylepšením na základě dřívějších zkušeností. Palivo TVSA bylo úspěšně otestováno provozem na Kalininské JE (Rusko) od roku 1998. V současnosti je v provozu na víc než šedesáti procentech reaktorů VVER 1000 (16 bloků v Rusku, Ukrajině a Bulharsku). V souborech je použité i uran-gadoliniové palivo pro možnost lepší regulace výkonu JE (provoz se změnou výkonu reaktoru). [20].



Obr. 5-9 Soubor a proutek TVSA-T [20]

Soubor TVSA-T (viz Obr. 5-5) se skládá rovněž z 312 proutků v trojúhelníkové mříži, rozteč mříže je 12,75 mm. Ve středu souboru je nosná trubka ze slitiny zirkonia E635 (Zr + 1% Nb + 1,2% Sn + 0,4% Fe). Ta slouží k nesení distančních mříží a rovněž obsahuje detektory pro vnitřní měření. Osmnáct vodících trubek tvoří spolu s osmi distančními mřížkami, výše zmíněnou centrální trubkou, šesti úhelníky a spodním opěrným uzlem nosnou kostru celého souboru. Na koncích je soubor zakončen nátrubky, přičemž horní nátrubek je odnímatelný, což umožňuje kontrolu a případnou výměnu proutků [20].

Proutky TVSA-T (viz Obr. 5-5) jsou z trubek ze zirkoniové slitiny E110 (Zr-1Nb), vnitřní prostor je natlakován heliem. V horní části proutku se nachází pružina udržující tabletky v jejich poloze. Prostor pružiny rovněž umožňuje vyšší produkci plynných produktů štěpení při vyšším vyhoření

paliva. V horní a spodní části proutku jsou tablety nižšího obohacení z důvodu snížení axiálního úniku neutronů a tedy vyššího využití paliva [21].

Uvnitř souboru se nacházejí dva typy proutků – tvel a tveg. První typ se skládá z tabletek obohaceného uranu v podobě UO_2 , druhý typ má přimíchán v palivu Gd_2O_3 sloužící jako vyhořívající absorbátor. Soubory mohou mít různé obohacení a rovněž různý počet tveg proutků [21].

5.2.3 Závěr

Konstrukce obou paliv je přehledně srovnána v tabulce 5-3. Do budoucna je důležitý především program PIE (Post Irradiation Examination), spočívající v kontrole palivových souborů po jejich použití v reaktoru. Cílem je prokázat provozuschopnost paliva TVSA-T. Podstatné je rovněž při výkonu na 104% jmenovitého výkonu postupně standardizovat délku odstávky bloků na cca 50 dnech [16].

Tab. 5-3 Srovnání paliv použitých na ETE [20]

Charakteristiky	VVANTAGE 6	TVSA-T
Počet proutků	312	312
Délka proutků	3559 mm	3952 mm
Rozestup proutků	12,75 mm	12,75 mm
Vnější průměr pokrytí	9,144 mm	9,1 mm
Vnitřní průměr pokrytí	8 mm	7,73 mm
Materiál pokrytí	Zr-4, poté ZIRLO™	E110 (Zr-1Nb)
Tabletka	plná	s vnitřním otvorem
Výška sloupce tabletek	3630 mm	3680 mm
Materiál centrální trubky	Zr-4, poté ZIRLO™	E635
Vnější průměr centrální trubky	12,6 mm	13 mm
Materiál vodících trubek	Zr-4	E635

6 SROVNÁNÍ PALIV POUŽITÝCH NA EDU

V této kapitole je provedeno srovnání jednotlivých paliv použitých na jaderné elektrárně Dukovany. Výčet začíná neprofilovaným palivem a končí uvažovaným palivem Gd-2M+ se středním obohacením 4,76 %. Pro výpočty jsou použity rozměrové údaje paliv z tabulek 5-1 a 5-2, uvedených v předchozí kapitole. Ve všech případech se u proutků počítá se středním obohacením kazety, v případě neprofilovaného paliva pak jsou zvoleny proutky kazety s obohacením 3,6 %. Palivo je v případě všech výpočtů uvažováno na začátku kampaně, bez započtení vlivu vyhořívajících absorbátorů.

6.1 Výpočty v programu Reaktor 2004

Reaktor 2004 je jednoduchý výpočetní program pro výpočet parametrů palivových proutků u kazet reaktorů VVER. Vytvořen byl na ČVUT v Praze, Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské, Katedře jaderných reaktorů.

Vstupními parametry programu jsou rozteč mříže palivových proutků, poloměr palivového bloku (peletky), vnitřní a vnější poloměr pokrytí, absolutní teplota paliva a obohacení paliva uranem ^{235}U .

Jelikož program neumí do výpočtu zahrnout přítomnost vyhořívajícího absorbátoru, tak se uvažuje palivo jako by nebyl v žádných proutcích přítomen, což by zhruba odpovídalo situaci po roce provozu souboru v aktivní zóně, pokud bychom uvažovali, že nedošlo ke změně obohacení paliva vlivem vyhoření. Z tohoto důvodu jsou výsledky vypočtené pro palivo s vyhořívajícími absorbátory pouze orientační. Je možno mezi sebou dostatečně přesně srovnávat jednotlivá paliva bez vyhořívajících absorbátorů či s nimi. Jakákoliv porovnávání mezi těmito dvěma skupinami je však třeba brát s rezervou. Rozsah teplot paliva použitých při měření je s ohledem na možnosti programu 293,15 K – 620 K.

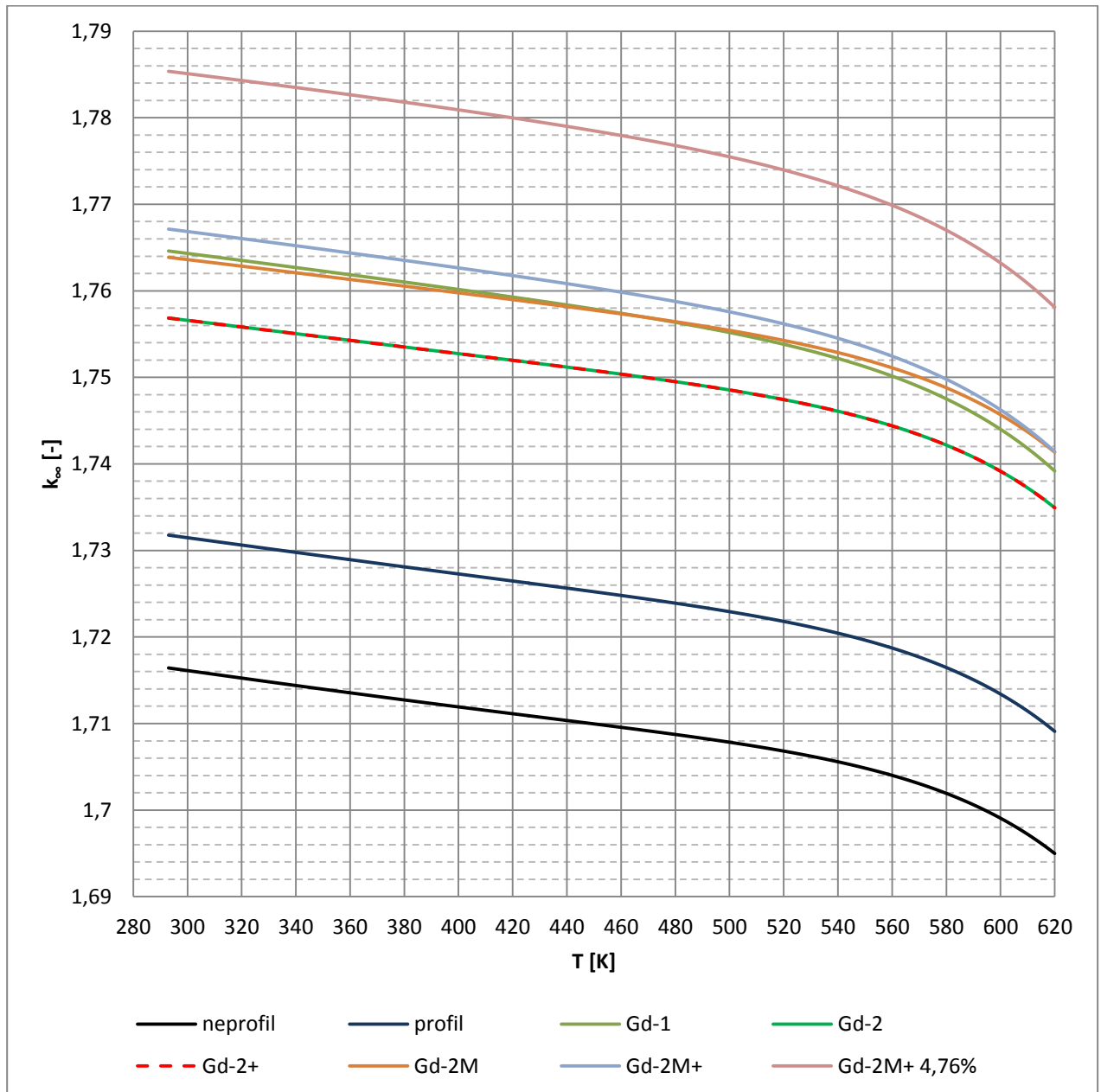
6.1.1 Závislost k_{∞} na teplotě

Prvním parametrem porovnaným v programu Reaktor 2004 je závislost k_{∞} (multiplikačního koeficientu) na teplotě u jednotlivých paliv. Jde o nejdůležitější veličinu, jelikož nám udává, kolik tepelných neutronů získáme v současné generaci z jednoho tepelného neutronu vzniklého v předchozí generaci [22]. Lze jej vypočítat jako

$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f \quad (1)$$

kde η je regenerační faktor (počet sekundárních neutronů, uvolněných na jeden tepelný neutron pohlcený v palivu), ϵ koeficient násobení rychlými neutrony (poměr celkového počtu rychlých neutronů vzniklých štěpením všemi neutrony ku počtu rychlých neutronů vzniklých štěpením tepelnými neutrony), p pravděpodobnost úniku rezonančním záchytem (pravděpodobnost, že neutron během zpomalení projde oblastí rezonanční energie, aniž by byl zachycen) a f koeficient využití tepelných neutronů (poměr počtu tepelných neutronů pohlcených v palivu ku počtu všech pohlcených neutronů) [22].

Jak je z obrázku 6-1 patrné, zejména přechod z profilovaného paliva na palivo Gd-1 znamenal velký nárůst. Výsledky pro paliva Gd-2 a Gd-2+ se od sebe nikterak neliší, neboť jak bylo zmíněno v kapitole 5.1, tyto dva typy se liší pouze v radiálním profilování obohacení. Pokud pomineme původní paliva před zavedením paliva Gd-1 a uvažované palivo Gd-2M+ s obohacením 4,76%, tak se dá říct, že se od sebe jednotlivá paliva, liší nejvýše o 0,01.

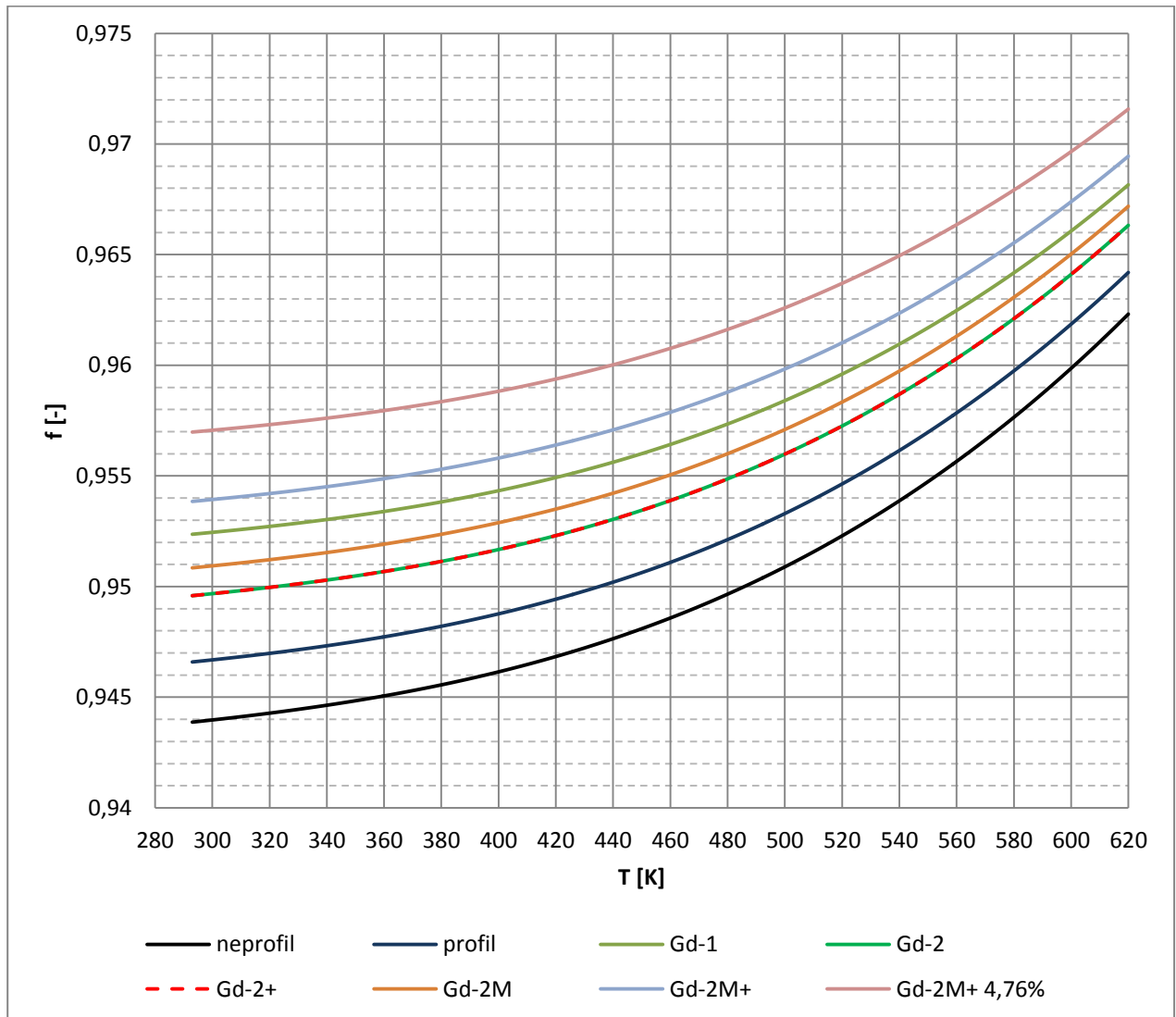


Obr. 6-1 Porovnání paliv na EDU z hlediska závislosti k_{∞} na teplotě

6.1.2 Závislost koeficientu využití tepelných neutronů na teplotě

Jak bylo zmíněno v předchozí podkapitole, koeficient využití tepelných neutronů nám udává podíl tepelných neutronů pohlcených v palivu, vůči celkovému počtu neutronů pohlcených v dané generaci. Tento poměr lze stanovit různými způsoby, Reaktor 2004 používá difúzní teorii a ABH metodu [22]. V této práci prezentované výsledky jsou spočteny pomocí difúzní teorie.

Na grafu srovnávajícím jednotlivá paliva (Obr. 6-2) je vidět stejná tendence v pořadí paliv, jako v předchozím případě.



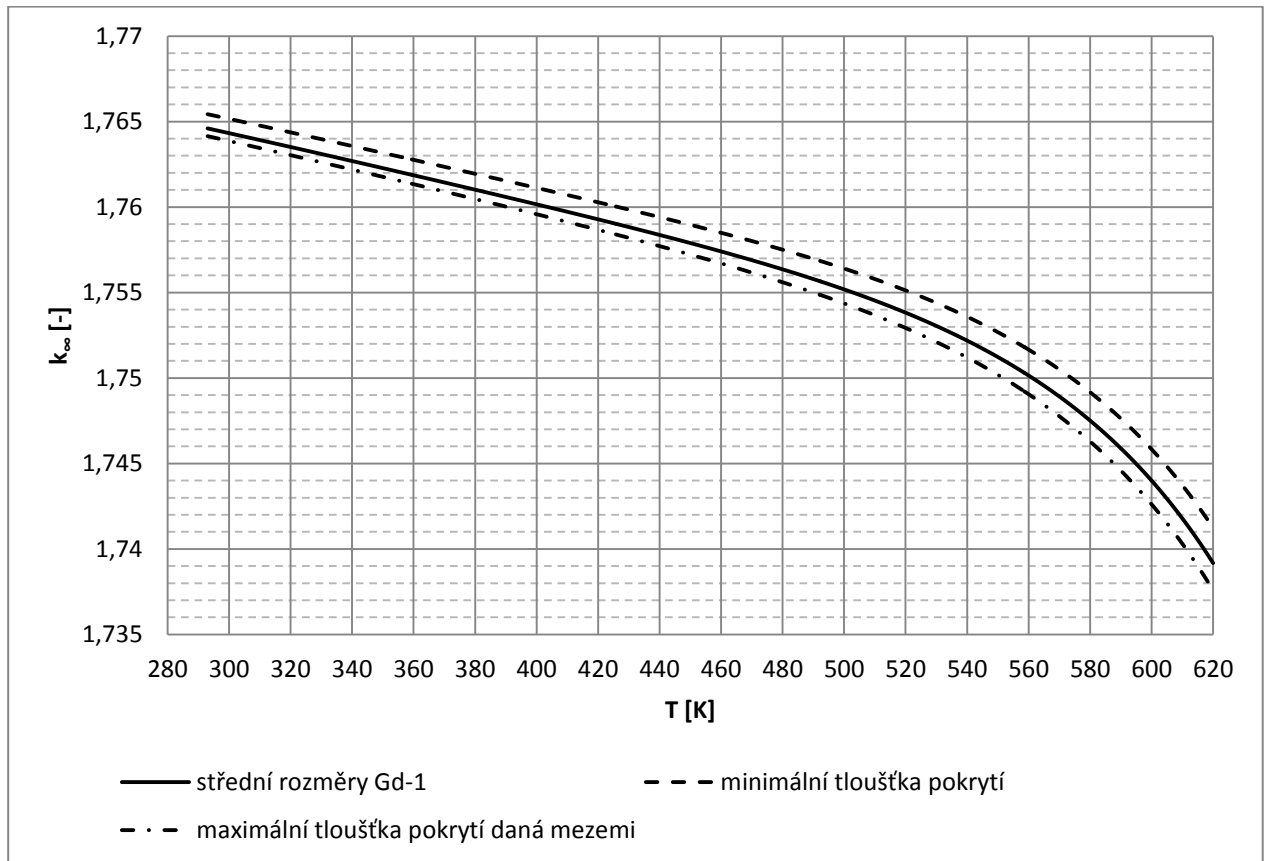
Obr. 6-2 Porovnání paliv na EDU z hlediska koeficientu využití tepelných neutronů

6.1.3 Posouzení vlivu rozměrových tolerancí paliva na výsledky

V praxi není možné u žádného výrobku zajistit naprosto shodné rozměry, jako jsou v projektu, proto i rozměry jaderného paliva mají své tolerance. Konkrétní velikosti tolerancí u dukovanských paliv jsou vidět v tabulkách 5-1 a 5-2. Tato podkapitola demonstruje jejich vliv na výsledné parametry paliva.

Pro ukázkou bylo vybráno palivo Gd-1 a vliv krajních hodnot tloušťky pokrytí proutku na výše vypočtenou závislost k_{∞} na teplotě. Minimální tloušťka je zde daná a to 0,63 mm. Maximální přípustná tloušťka pokrytí je pak stanovena odečtením nejnižšího možného vnitřního poloměru od největšího možného vnějšího poloměru pokrytí. Výsledné srovnání zobrazuje obrázek 6-3.

Lze vidět, že vliv odchýlení rozměrů v rámci tolerance nemá příliš velký vliv na změnu parametru. Pokud porovnáme rozdíl mezi hodnotami při minimální a maximální tloušťce pokrytí s odstupy mezi parametry většiny paliv u Obr. 6-1, tak jde o řádově menší rozdíly.



Obr. 6-3 Odchyly od původní hodnoty při krajních hodnotách pokrytí

6.2 Teplotní profil jednotlivých paliv

Jedním z názorných způsobů srovnání paliv jsou jejich předpokládané teplotní profily. Při jejich výpočtu opět uvažujeme čerstvé palivo bez zahrnutí vlivu vyhořívajících absorbátorů, které nelze jednoduše zahrnout do výpočtu. Kromě rozměrových parametrů z tabulek 5-1 a 5-2 jsou k výpočtu zapotřebí také lineární tepelný výkon paliva q_h ($\text{W} \cdot \text{m}^{-1}$), součinitel tepelné vodivosti λ ($\text{W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$) a teplota povrchu peletky T_p ($^{\circ}\text{C}$).

Hodnota součinitele tepelné vodivosti závisí na teplotě a vyhoření paliva, proto lze její přesnou hodnotu těžko stanovit. Při výpočtu budeme uvažovat její konstantní hodnotu a to $\lambda = 2,789 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$, což odpovídá předpokládané střední teplotě paliva [23]. Teplotu povrchu peletky lze stanovit na základě přestupu tepla z chladiva skrz pokrytí proutku a mezeru mezi palivem a pokrytím. Běžně se počítá s teplotou povrchu paliva $T_p = 650 \text{ }^{\circ}\text{C}$, zde si však provedeme přesný výpočet.

K němu potřebujeme znát hodnotu součinitele přestupu tepla z chladiva do pokrytí α , součinitele tepelné vodivosti v pokrytí λ_{po} a součinitele sdílení tepla v mezeře α_M . Použijeme hodnoty $\alpha = 27 \text{ kWm}^{-2}\text{K}^{-1}$, $\lambda_{po} = 20,1 \text{ Wm}^{-1}\text{K}^{-1}$ (tabulková hodnota pro teplotu povrchu pokrytí kolem $300 \text{ }^{\circ}\text{C}$) a $\alpha_M = 3,35 \text{ kWm}^{-2}\text{K}^{-1}$ (tabulková hodnota pro čerstvé palivo s $q_h = 30 \text{ kW} \cdot \text{m}^{-1}$). Teplotu chladiva použijeme $T_{ch} = 285 \text{ }^{\circ}\text{C}$ [24].

Lineární tepelný výkon paliva pro VVER 440 se zpravidla bere jako $q_h = 30 \text{ kW} \cdot \text{m}^{-1}$, což představuje přibližnou maximální hodnotu. Zde však vypočteme střední hodnotu, danou jako

$$\bar{q}_h = \frac{P}{n_K \cdot n_T \cdot H} \quad (2)$$

kde P je tepelný výkon reaktoru (po palivo Gd-2+ je zde použito původních 1375 MWt, od paliva Gd-2M pak 1444MWt, dosažených zvýšením na 105% nominální hodnoty díky projektu Využití projektových rezerv jaderné elektrárny Dukovany), n_K je počet souborů v aktivní zóně reaktoru, n_T je počet proutků v jednom souboru a H je výška palivového sloupce v proutku. Výsledek je ještě třeba vynásobit součinitelem nerovnoměrnosti vývinu tepla $K_r = 1,72$ [23]. Ten je dán vztahem

$$K_r = 1,02 \cdot K_q \cdot K_K = 1,02 \cdot 1,35 \cdot 1,25 \doteq 1,72 \quad (3)$$

kde K_q je součinitel nerovnoměrnosti vývinu tepla palivových souborů a K_K je součinitel nerovnoměrnosti vývinu tepla palivových proutků [23].

6.2.1 Výpočet teploty povrchu paliva T_p

Nejprve přestup tepla z pokrytí do chladiwa. Při tom vycházíme z Newtonova zákona

$$Q = S \cdot \alpha \cdot (T_{p2} - T_{ch}) \quad (4)$$

kde T_{p0} je teplota na povrchu pokrytí. Vzorec vztáhneme na lineární tepelný výkon q_h

$$q_h = 2\pi \cdot r_{p2} \cdot \alpha \cdot (T_{p2} - T_{ch}) \quad (5)$$

Kde r_{p2} je vnější poloměr pokrytí. Pro teplotu T_{p2} pak platí

$$T_{p2} = \frac{q_h}{2\pi \cdot r_{p2} \cdot \alpha} + T_{ch} \quad (6)$$

Nyní můžeme stanovit teplotu na vnitřním poloměru pokrytí. Při tom vyjdeme z Fourierovy rovnice vztažené na jednotku délky

$$q_h = -2\pi \cdot \lambda_{p0} \cdot \frac{dT}{dr} \quad (7)$$

kde λ_{p0} je konstantní. Separací proměnných a integrací získáme vztah

$$T(r) = \frac{\ln\left(\frac{r_{p2}}{r}\right) \cdot q_h}{2\pi \cdot \lambda_{p0}} + T_{p2} \quad (8)$$

Teplotu T_{p1} na vnitřním povrchu pokrytí (poloměr r_{p1}) získáme dosazením $T(r_{p1}) = T_{p1}$

$$T_{p1} = \frac{\ln\left(\frac{r_{p2}}{r_{p1}}\right) \cdot q_h}{2\pi \cdot \lambda_{p0}} + T_{p2} \quad (9)$$

kde pro daný interval teplot můžeme považovat λ_{p0} za konstantní. Nyní můžeme již vypočítat samotnou teplotu na povrchu paliva. Při jejím stanovení opět vyjdeme z Newtonova zákona

$$Q = S \cdot \alpha \cdot \Delta T \quad (10)$$

Vzorec opět vztáhneme na lineární tepelný výkon q_h

$$q_h = 2\pi \cdot r_u \cdot \alpha_M \cdot (T_p - T_{p1}) \quad (11)$$

kde r_u je poloměr samotné peletky. Teplotu povrchu peletky určíme jako

$$T_p = \frac{q_h}{2\pi \cdot r_u \cdot \alpha_M} + T_{p1} \quad (12)$$

6.2.2 Výpočet rozložení teploty v palivu

Vzorec pro výpočet teplotního profilu paliva získáme řešením diferenciální rovnice vedení tepla

$$c\rho \frac{dT}{d\tau} = \text{div}(\lambda \cdot \text{grad}(T)) + q_v \quad (13)$$

Jelikož uvažujeme konstantní hodnotu součinitele tepelné vodivosti a zanedbáváme vedení tepla v axiálním a obvodovém směru, pak dostaneme

$$\frac{1}{r} \frac{d}{dr} \left(r \frac{dT}{d\tau} \right) = -\frac{q_v}{\lambda} \quad (14)$$

Řešením této rovnice je

$$T(r) = -\frac{q_v}{2\lambda} r^2 + c_1 \ln(r) + c_2 \quad (15)$$

Okrajové podmínky zde jsou

$$\frac{dT}{d\tau}(r_o) = 0, \quad T(r_u) = T_p \quad (16)$$

kde r_o je poloměr centrálního otvoru peletky, r_u pak poloměr peletky.

Pomocí těchto okrajových podmínek dostaneme pro konstanty c_1 a c_2

$$c_1 = \frac{q_v}{2\lambda} r_o^2, \quad c_2 = \frac{q_v}{4\lambda} r_u^2 - \frac{q_v}{2\lambda} r_o^2 \ln(r_u) + T_p \quad (17)$$

Pokud dosadíme c_1 a c_2 do (4), dostaneme

$$T(r) = \frac{q_v}{4\lambda} \left(r_u^2 - r^2 - 2r_o^2 \ln\left(\frac{r_u}{r}\right) \right) + T_p \quad (18)$$

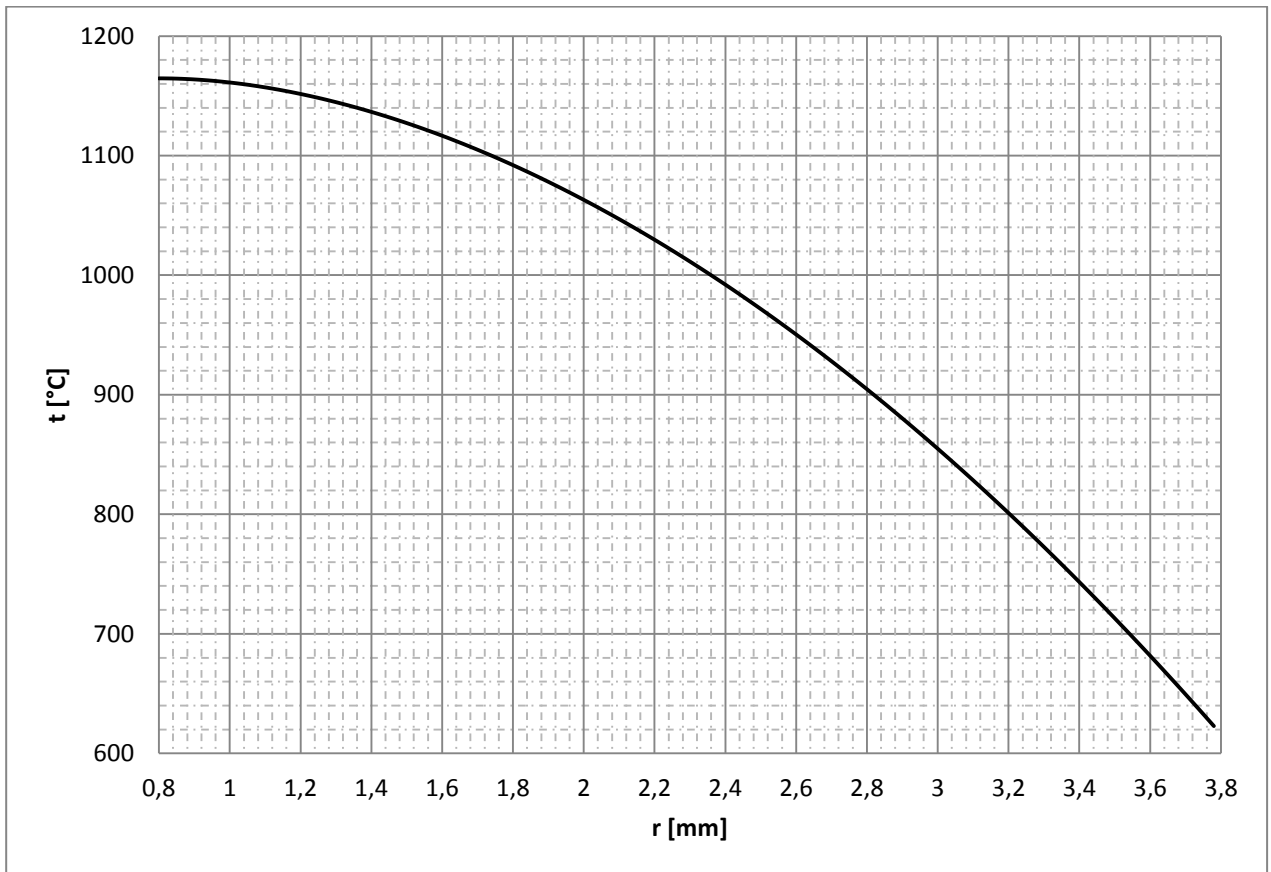
Za objemový vývin tepla q_v dosadíme

$$q_v = \frac{q_h}{\pi(r_u^2 - r_o^2)} \quad (19)$$

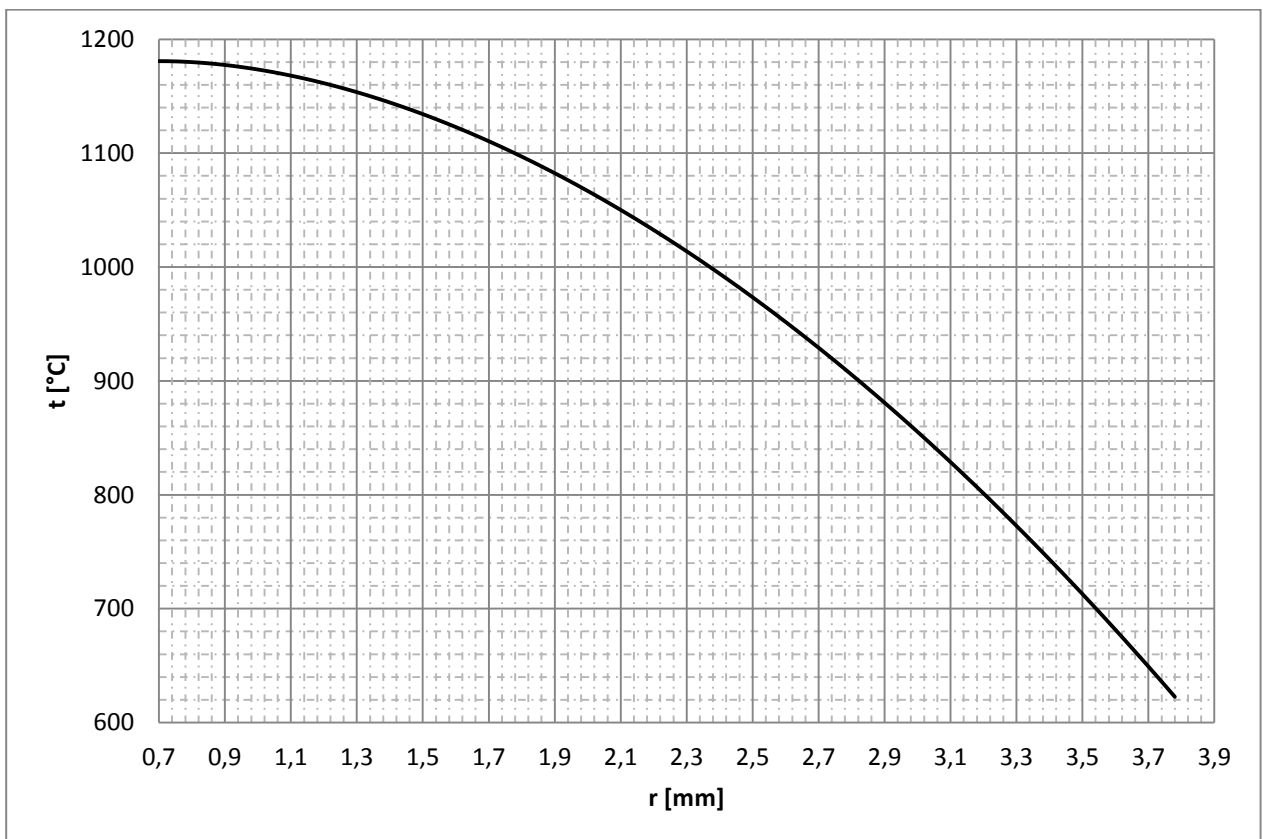
Výsledný vztah lze použít i pro případ paliva bez centrálního otvoru (Gd-2M+), r_o zde bude rovno nule a tak dostaneme zjednodušení

$$T(r) = \frac{q_v}{4\lambda} (r_u^2 - r^2) + T_p \quad (20)$$

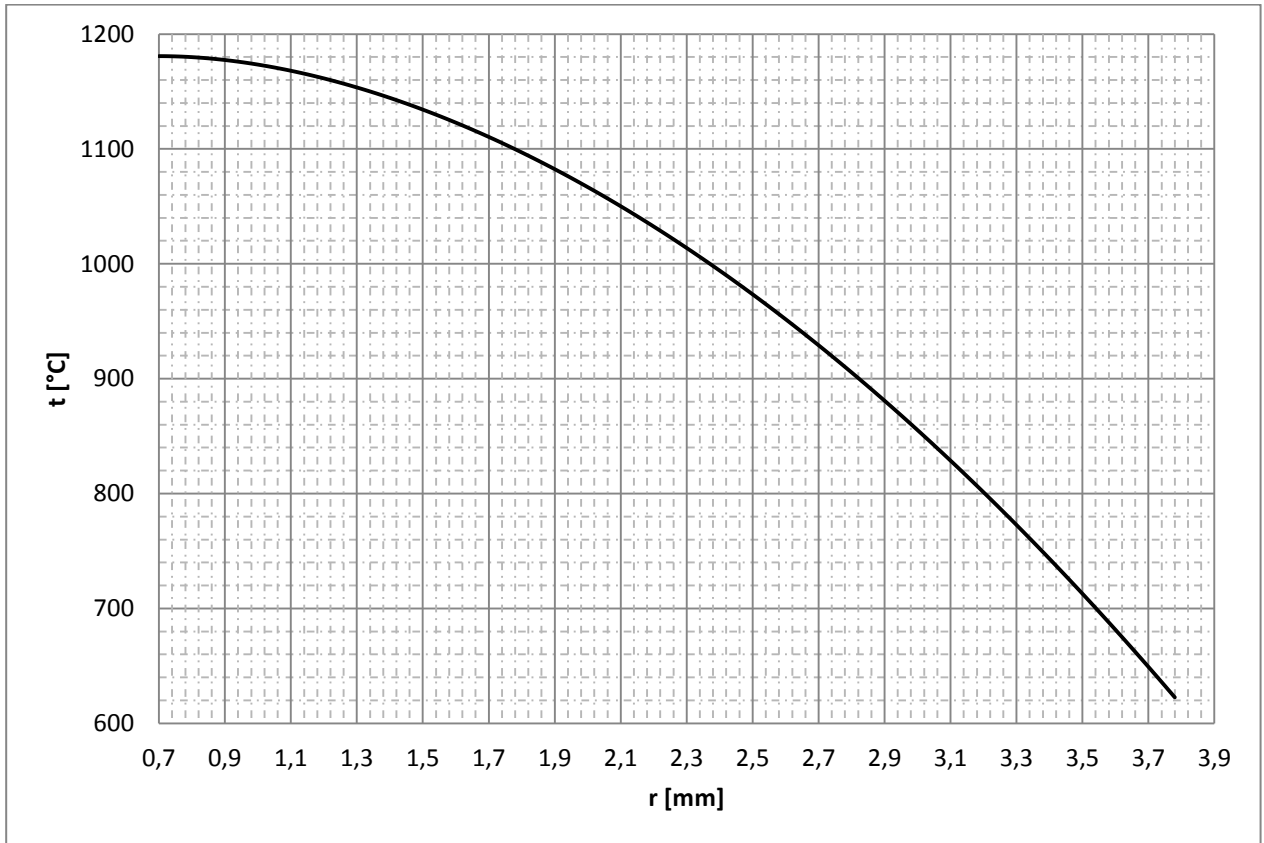
V případě paliva s centrálním otvorem dosáhneme maximální teploty na vnitřním povrchu tablety (okraj centrálního otvoru). Uvnitř otvoru pak teplota mírně klesá, s určitou nepřesností ji lze však považovat za konstantní. Jelikož vztah (18) tuto skutečnost nereflektuje a pro výpočet teplot uvnitř centrálního otvoru jej nelze použít, tak jsou výsledky v grafech uvedeny až od vnitřního okraje peletky. Obě paliva Gd-2M+ centrální otvor nemají a proto lze s dostatečnou přesností stanovit jejich teplotní profil po celé délce poloměru.



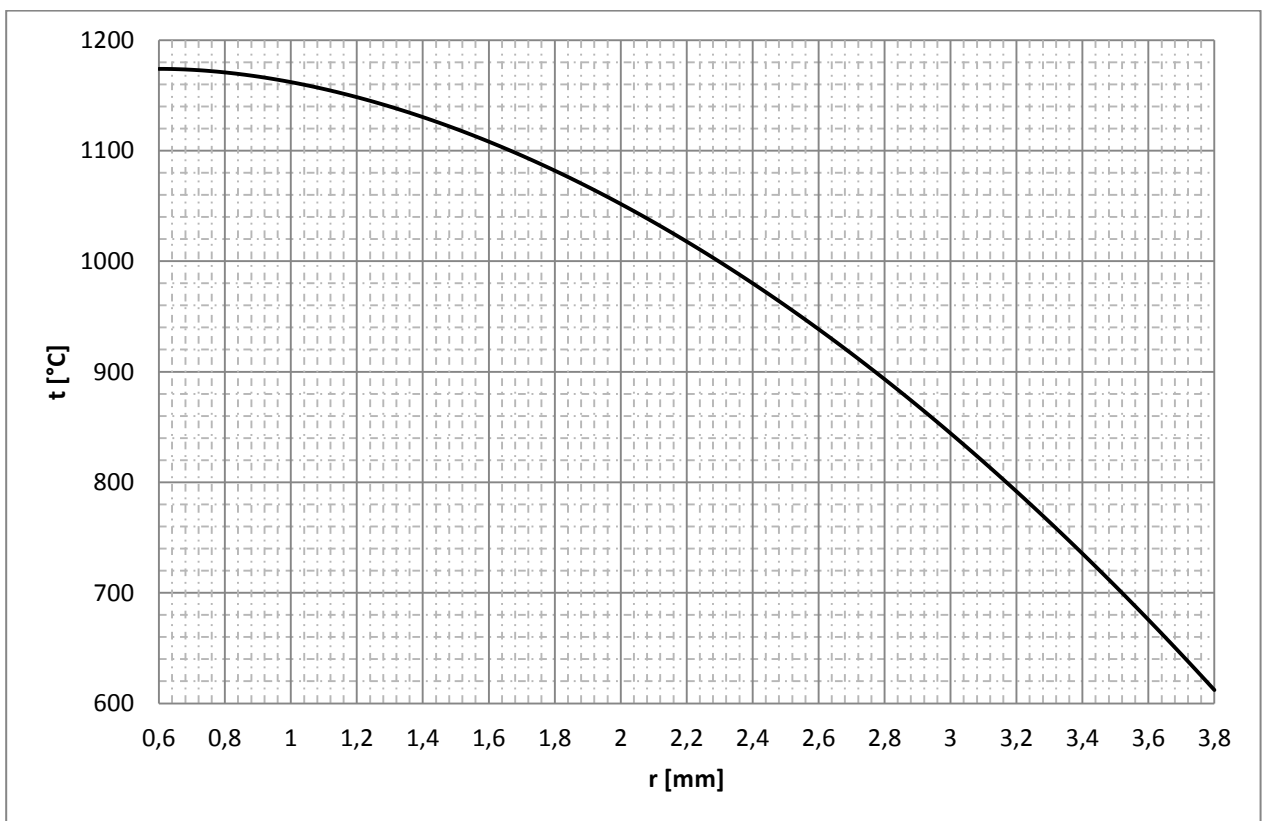
Obr. 6-4 Teplotní profil neprofilovaného paliva



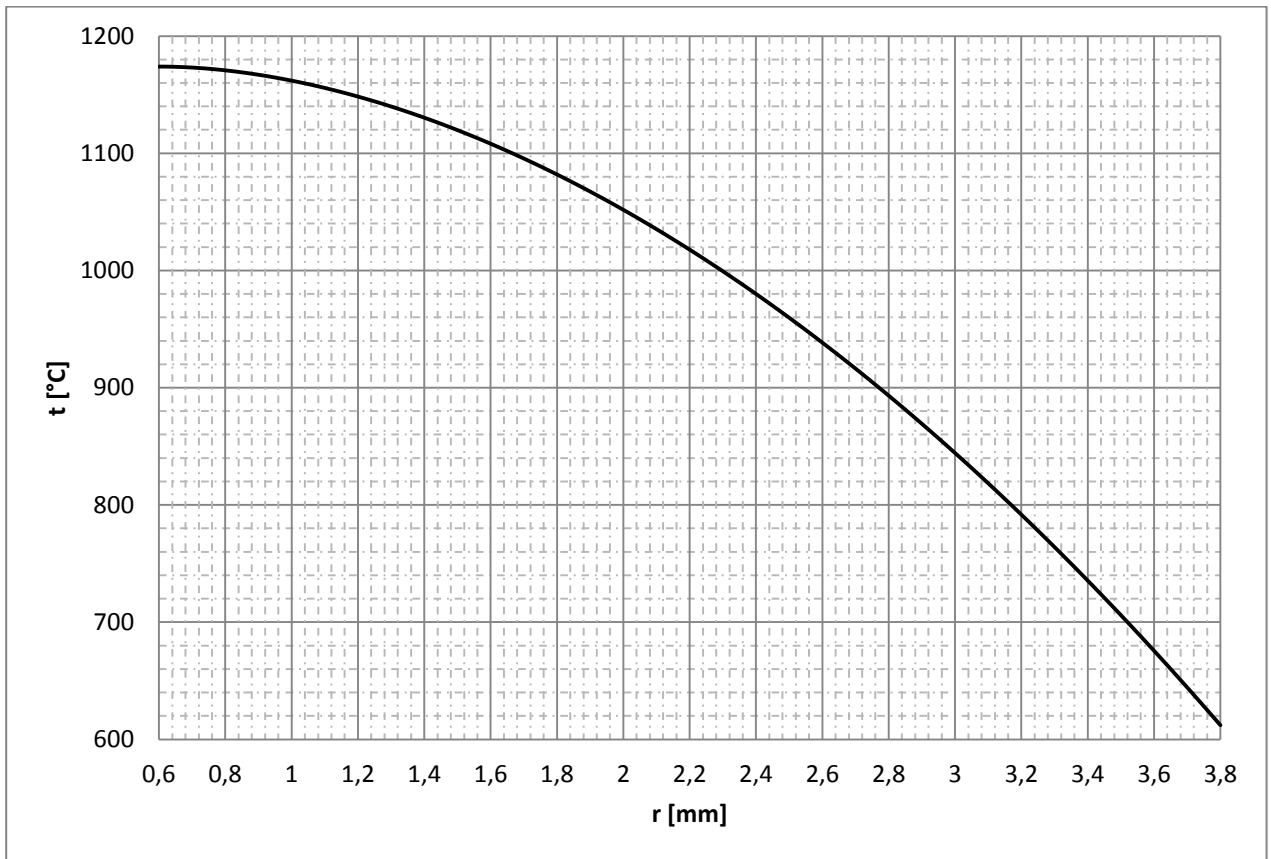
Obr. 6-5 Teplotní profil profilovaného paliva



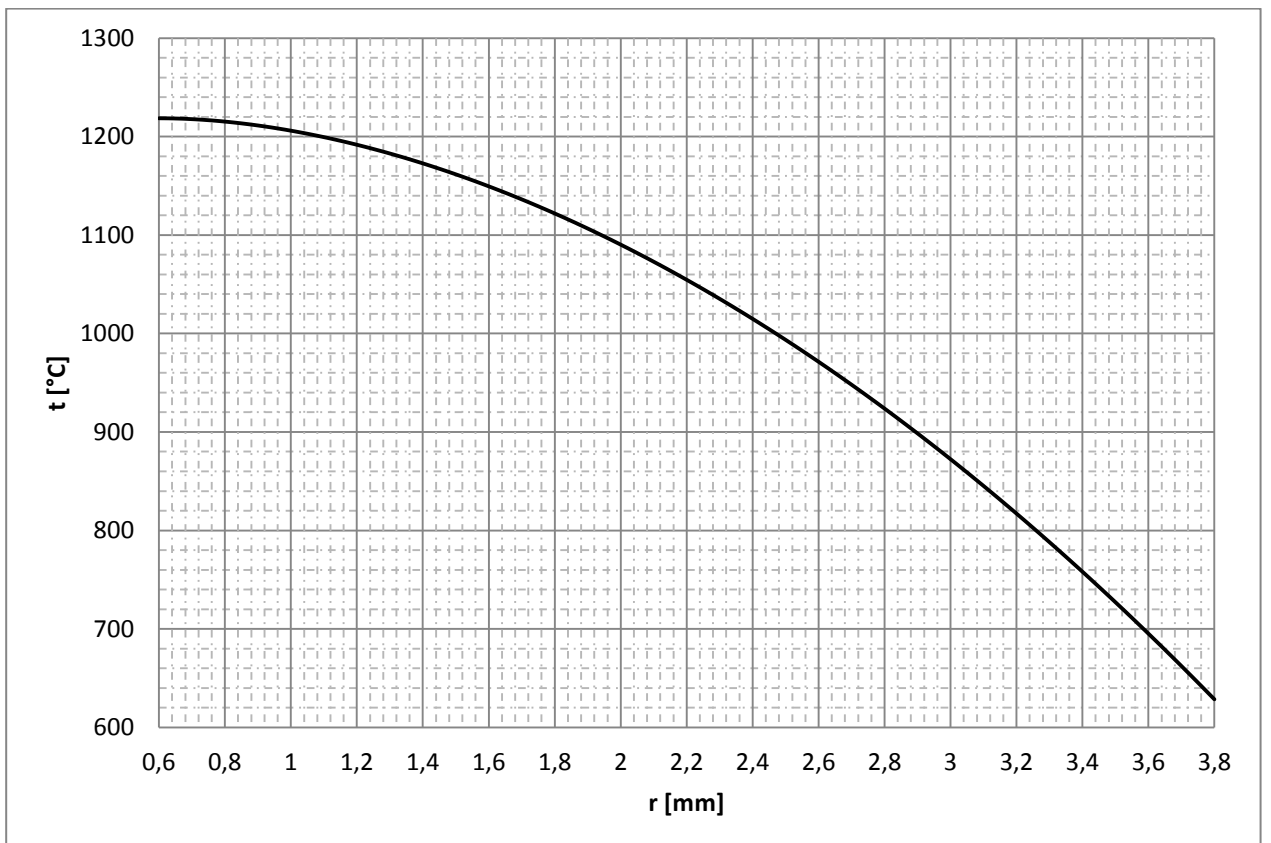
Obr. 6-6 Teplotní profil paliva Gd-1



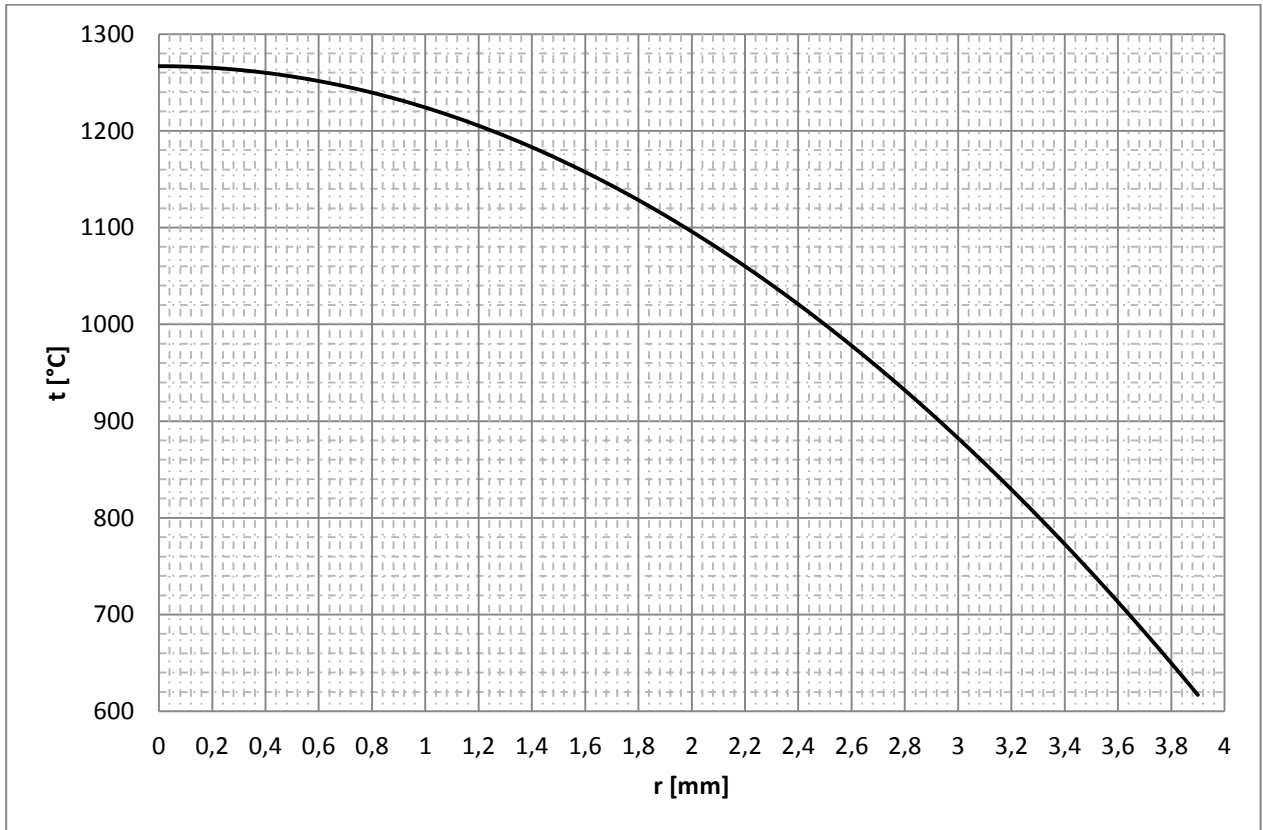
Obr. 6-7 Teplotní profil paliva Gd-2



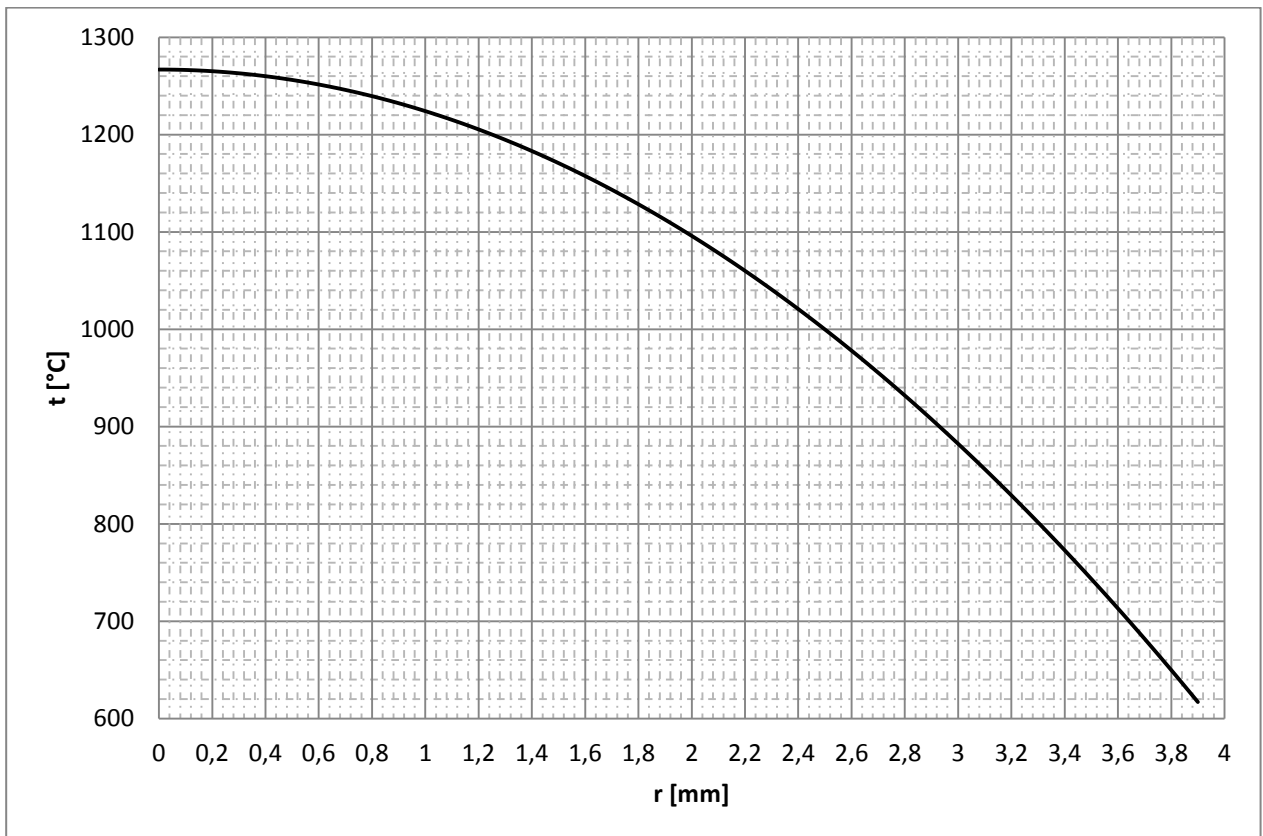
Obr. 6-8 Teplotní profil paliva Gd-2+



Obr. 6-9 Teplotní profil paliva Gd-2M

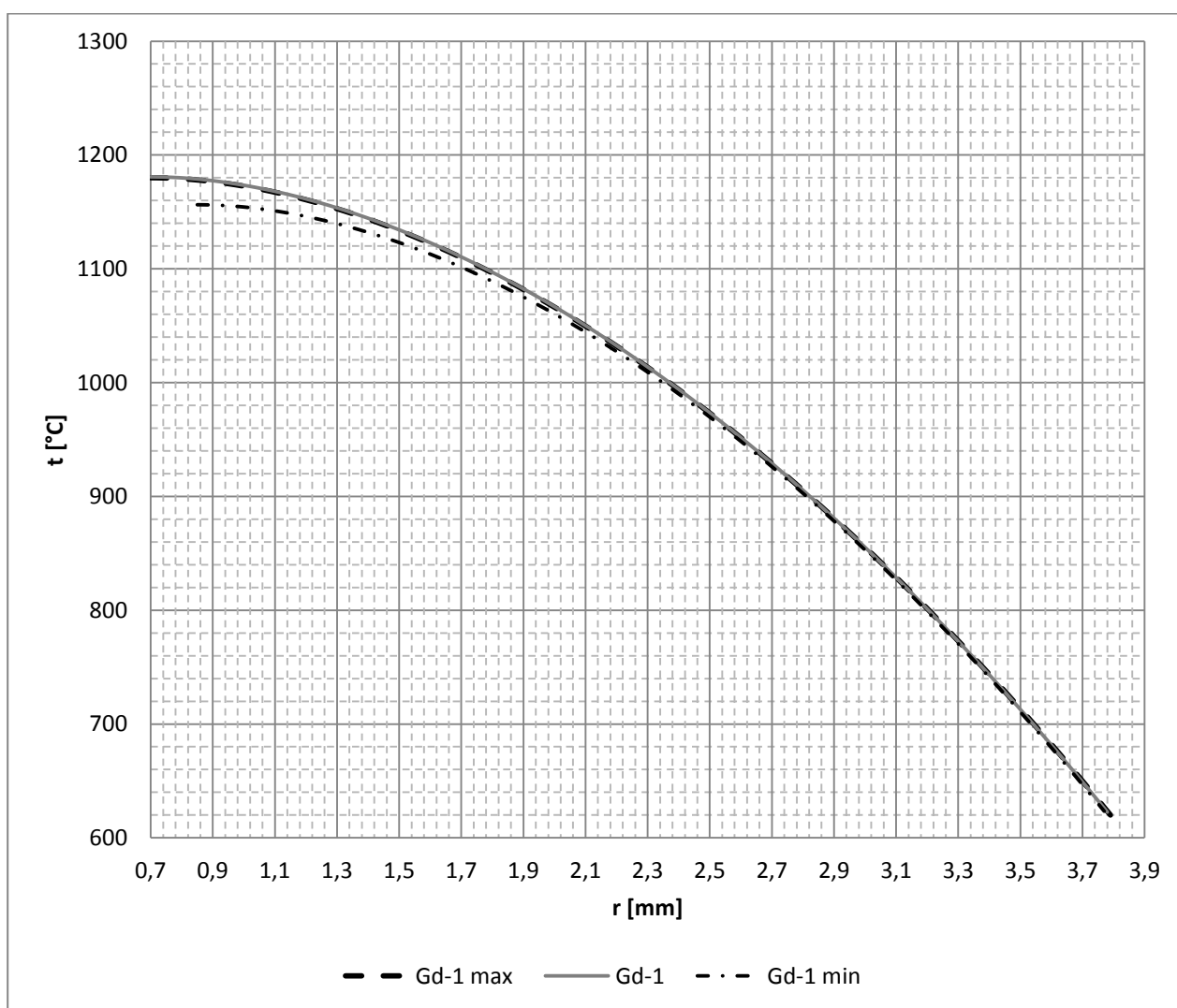


Obr. 6-10 Teplotní profil paliva Gd-2M+



Obr. 6-11 Teplotní profil uvažovaného paliva Gd-2M+ 4,76%

Pro demonstrování vlivu krajních hodnot pro konstrukční parametry paliva je na obrázku 6-12 provedeno srovnání standartně vypočtených hodnot pro palivo Gd-1 s hodnotami při maximálním možném průřezu tablety (největší přípustný průměr tablety a nejmenší průměr otvoru) a nejmenším možném průřezu (nejmenší přípustný průměr tablety a největší průměr centrálního otvoru). Jak je patrné, rozdíl teplot je přibližně od poloviny poloměru směrem ke kraji tablety minimální, což je dáno malým přípustným rozmezím pro vnější průměr. Větší rozdíly jsou patrné pouze blízko centrálního otvoru a to nejvýše o 20 °C v případě minimálního objemu. U maximálního objemu nedochází k rozdílu, neboť jak lze vidět v tabulce 5-1, tolerance v průměru centrálního otvoru je pouze v kladném směru.



Obr. 6-12 Srovnání teplotního profilu paliva Gd-1 při krajních hodnotách

7 ZÁVĚR

Tato práce si vzala za cíl shrnout současný stav jaderného paliva, zejména pak u tlakovodních reaktorů. Je očividné, že vývoj těchto paliv urazil za posledních šedesát let dlouhou cestu a zdaleka nekončí. Jak je patrné z kapitoly věnované vývoji jaderného paliva na EDU a ETE, ve snaze dosáhnout delších palivových cyklů a lepších parametrů provozu se dá stále vymýšlet řada úprav. A i zdánlivě malé změny konstrukčních parametrů o desítky milimetrů dokáží vést k podstatným zlepšením vlastností. Důležité je i použití vyhořívajících absorbátorů pro vyrovnání neutronového toku v prvním roce po zavezení souboru, přibližování se s obohacením k hranici 5% a zlepšování vodo-uranového poměru. Jak bylo v dotyčné kapitole zmíněno, do budoucna bude důraz kladen především na udržení pětiletého cyklu při vyšším výkonu a zkracování doby odstávek.

Vedle vylepšování stávajících keramických paliv lze dnes spatřovat ještě jeden směr vývoje, kterým je přepracování použitého paliva za účelem zisku směsného oxidického paliva. Dnes tuto možnost mezi výrobci prezentuje především francouzská společnost AREVA, zájem však projevil i ruský TVEL a také USA, byť přímo Westinghouse se této oblasti nevěnuje. V Rusku a USA jde v souvislosti s výrobou MOX paliva především o likvidaci zbraňového plutonia. Zájem o tato paliva však pomalu narůstá i v dalších zemích a některé nové typy reaktorů, jako například EPR od společnosti AREVA nebo AP1000 od Westinghouse, s možností využití těchto paliv přímo počítají. Směsné oxidické palivo je dnes používáno na několika desítkách reaktorů, většímu nasazení tohoto paliva brání především ekonomické hledisko.

Do budoucna bude zajímavé sledovat, jakým směrem se bude jaderná energetika nadále ubírat. Nejdynamičtěji se dnes rozvíjí v Asii, jmenovitě pak Číně, která buduje 28 ze současných 72 nově budovaných reaktorů. Z asijských zemí je nutno zmínit rovněž Indii, která buduje šest nových reaktorů a Koreu s pěti budovanými reaktory. Ve větším měřítku dnes výstavba jinak probíhá pouze v Rusku s 10 budovanými reaktory. V USA se momentálně staví pět nových jaderných reaktorů a v následujících letech bude otázkou, nakolik jejich další budování ovlivní ceny amerického plynu. V Evropské unii je dnes další směřování především politickou otázkou, v řadě zemí se zde budování nových jaderných zdrojů setkává s odporem zastánců masivní výstavby obnovitelných zdrojů.

Tato práce svým obsahem přehledově pokryla oblast dosud zavedených či zkoušených materiálů a konstrukcí, dosavadní směr ubírání tlakovodních reaktorů, demonstrovala vývoj paliv pro tlakovodní reaktory na příkladu EDU a ETE a na závěr poskytla srovnání několika parametrů jednotlivých paliv na EDU.

POUŽITÁ LITERATURA

- [1] BEČVÁŘ, Josef. *Jaderné elektrárny*. 2. opravené vydání. Praha: SNTL, 1981.
- [2] ŠTAMBERG, Karel. *Technologie jaderných paliv I*. 2. vydání. Praha: Nakladatelství ČVUT, 2006. ISBN 80-01-03479-8.
- [3] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Jaderné reaktory I. Reaktory II. generace (1. jaderná éra)*. Praha: ČVUT v Praze, 2010. Podklad k přednášce.
- [4] WINTEROVÁ, R. *Vnější část palivového cyklu jaderných elektráren*. Brno, 2012. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií. 50 s.
- [5] Současnost a budoucnost jaderného paliva. *All for power: informační portál a časopis* [online]. 16.12.2010 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.allforpower.cz/clanek/soucasnost-a-budoucnost-jaderneho-paliva/>
- [6] RAČEK, Jiří. *Jaderná zařízení*. Brno: NOVOPRESS, 2009. ISBN 978-80-214-3961-0.
- [7] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *PRIS: Power Reactor Information System* [online]. 2013 [cit. 2013-12-17]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/PRIS/>
- [8] Nuclear Fuel Fabrication. *World Nuclear Association: Representing the people and organisations of the global nuclear profession* [online]. 2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Fuel-Fabrication/>
- [9] DUBŠEK, František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. Brno: Rektorát Vysokého učení technického v Brně, 1989. ISBN 80-214-0077-3.
- [10] RBMK-1000 and RBMK-1500 nuclear fuel. *ELEMASH* [online]. [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.elemash.ru/en/production/Products/NFCP/RBMK/>
- [11] Company background information. *Annual statement of TVEL JSC 2012* [online]. 2012 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://tvel2012.ru/en/report/glava1/5-obshchaya-informatsiya-o-kompanii/>
- [12] PATTERSON, Troy. Four communities cut as NWMO used fuel project progresses. *Kincardinews.com* [online]. 27.11.2013 [cit. 2014-01-05]. Dostupné z: <http://www.kincardinews.com/2013/11/25/four-cut-four-move-on-as-nwmo-used-fuel-project-progresses>
- [13] TANZER, Michal. *Historie a technologie tlakovodních reaktorů VVER: 1. část – Historie a vývoj projektu VVER*. Plzeň, 2009. Presentace.
- [14] BURKET, Daneš. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. Praha, 2003. Dizertační práce. České Vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská.
- [15] BURKET, Daneš. Zkušenosti s palivem s vyhořívajícími absorbátory v jaderné elektrárně Dukovany. *Energetika*. 2006, č. 4. ISSN: 0375-8842.
- [16] Bajgl, J., ČEZ, a.s., konzultace, ústní sdělení, EDU, 20.5.2014.
- [17] ERNST, René; ERNST, Daniel; MILISDÖRFER, Lukáš. Palivo Westinghouse - r. 2000 až 2010. *Bezpečnost jaderné energie*. 2010, 11/12, s. 349-356. ISSN 1210-7085.

-
- [18] K problematice paliva ETE. *Státní úřad pro jadernou bezpečnost* [online]. 21.3.2008 [cit. 2013-12-28]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/aktualne/detail/clanek/k-problematice-paliva-ete/>
- [19] Skupina ČEZ [online]. 17. 5. 2006 [cit. 2013-12-28]. Temelín nakoupí jaderné palivo od ruského TVEL. Dostupné z WWW: <http://www.cez.cz/cs/pro-investory/informacni-povinnost/684.html>
- [20] JEŽEK, M. *Palivový cyklus jaderné elektrárny Temelín*. Brno, 2012. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií. 51 s.
- [21] KOVAČ, M. *Analýza možnosti provozu 18-ti měsíčních palivových cyklů pro Jadernou elektrárnu Temelín*. Praha, 2010. Diplomová práce. České Vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská, Katedra jaderných reaktorů.
- [22] BLÁHA, Marek, František HAVLŮJ, Ondřej HUML, Karel KOSCHIN, Miroslav KÖRBER, David PALKO, Jan PODMAJERSKÝ, Stanislava SEDLÁČKOVÁ, Jana SENTKERESTIOVÁ, Ondřej SVOBODA, Milan TĚŠÍNSKÝ a Miroslav VINŠ. *Fyzikální výpočet lehkvodních reaktorů VVER-440 a VVER-1000*. Praha, 2004.
- [23] HEŘMANSKÝ, Bedřich. *Termomechanika jaderných reaktorů*. 1.vyd. Praha: Academia, 1986. ISBN 21 – 087 – 86.
- [24] VACEK, J. *Analýza teplotních polí palivových elementů*. Brno, 2013. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství. 73 s.