



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

AKTUÁLNÍ TRENDY VE VÝZKUMU A VÝROBĚ JADERNÉHO PALIVA

THE STATE-OF-OF-ART OF RESEARCH AND DESIGN OF NUCLEAR FUEL

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Lukáš Bílý

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

BRNO 2021



Bakalářská práce

bakalářský studijní program **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Lukáš Bílý

ID: 211445

Ročník: 3

Akademický rok: 2020/21

NÁZEV TÉMATU:

Aktuální trendy ve výzkumu a výrobě jaderného paliva

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Proveďte detailní rešerši týkající se oblasti jaderného paliva.
2. Podrobně proberte problematiku pokročilých paliv (ATF - Accident Tolerant Fuel, TRISO - Tristructural Isotropic a další). Zaměřte se zejména na inovace pokrytí jaderného paliva.
3. Výpočetně studujte vliv inovací jaderného paliva na neutroniku jaderného reaktoru (průběh koeficientu násobení, délka cyklu atd.). Použijte výpočetní kód UWB1.
4. Na základě svých výpočtů zhodnoťte různé inovativní přístupy ve vývoji jaderného paliva a vyberte jeden z návrhů pro experimenty na standu UEEN. Výběr zdůvodněte.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

- 1) Materiály IAEA, NEA a WNA
- 2) M. Ševeček: Dizertační práce
- 3) Š. Foral: Dizertační práce

Termín zadání: 8.2.2021

Termín odevzdání: 1.6.2021

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

Konzultant: Ing. Kamil Števanka

doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.
předseda rady studijního programu

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.

Abstrakt

V mojí bakalářské práci řeším využití pokročilých jaderných paliv v jaderných elektrárnách, která jsou odolná proti případným nehodám. Moje práce se zaměřuje především na inovaci pokrytí paliva. Cílem bylo vybrat několik konceptů a následně je pomocí programu UwB_1 otestovat. Program UwB_1 nám pomocí simulace nabídl představu o tom, jak se mění koeficient násobení v průběhu procesu vyhořívání jaderného paliva v reaktoru. Na základě získaných výsledků byl pak vybrán jeden využitelný koncept.

Klíčová slova

vyhoření; UwB_1 ; jaderné palivo; ATF; efektivní multiplikační koeficient

Abstract

This bachelor's thesis deals with advanced nuclear fuels resistant to accidents. It focuses primarily on fuel cladding innovation. The aim was to select several concepts and then test them using the UwB₁ program. The UwB1 program shows us how the multiplication factor changes during the nuclear fuel combustion process in the reactor. Based on the results, one concept was then selected.

Keywords

burnup; UwB1; nuclear fuel; ATF; effective multiplication factor

Bibliografická citace

BÍLÝ, Lukáš. *Aktuální trendy ve výzkumu a výrobě jaderného paliva* [online]. Brno, 2021 [cit. 2021-05-20]. Dostupné z: <https://www.vutbr.cz/studenti/zav-prace/detail/134926>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky. Vedoucí práce Karel Katovský.

Poděkování:

Tímto bych chtěl poděkovat vedoucímu mé bakalářské práce doc. Ing. Karlu Katovskému, Ph.D. za odborné vedení a užitečné rady, díky kterým se mi povedlo práci zvládnout. Dále bych chtěl poděkovat mé rodině za psychickou podporu během studia.

Prohlášení autora o původnosti díla

Jméno a příjmení studenta: *Lukáš Bílý*

VUT ID studenta: *211445*

Typ práce: *Bakalářská práce*

Akademický rok: *2020/21*

Téma závěrečné práce: *Aktuální trendy ve výzkumu a výrobě
jaderného paliva*

Prohlašuji, že jsem svoji bakalářskou práci vypracoval samostatně pod vedením vedoucí/ho závěrečné práce a s použitím odborné literatury a s využitím dalších informačních zdrojů, které jsou všechny citovány v práci a uvedeny v seznamu literatury na konci práce.

Jako autor uvedené závěrečné práce dále prohlašuji, že v souvislosti s vytvořením této závěrečné 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.

V Brně dne: 1. června 2021

podpis autora

Obsah

Seznam symbolů a zkratk.....	7
Seznam obrázků.....	9
Seznam tabulek.....	10
1. Úvod.....	11
2. Jaderná paliva.....	12
2.1 Formy jaderného paliva.....	12
2.2 Pokrytí jaderného paliva.....	12
3. Zirkonium.....	13
4. Slitiny zirkonia.....	14
4.1 Historie vývoje zirkoniových slitin.....	14
4.2 Nevýhody zirkonia.....	15
5. Accident tolerant fuel.....	15
5.1 Framatome.....	16
5.1.1 Slitina M5 s pokrytím Cr.....	16
5.2 Westinghouse.....	18
5.2.1 Encore.....	18
5.3 TVEL.....	19
5.3.1 ATF podle TVELu.....	19
5.4 China General Nuclear.....	19
5.4.1 ATF podle CGN.....	19
5.5 Korea Atomic Energy Research Institute.....	19
5.5.1 ATF podle KAERI.....	20
6. Program UwB₁.....	20
6.1 Efektivní multiplikační koeficient k_{eff}	20
6.2 Vstup UwB ₁	21
6.2.1 Datové knihovny.....	23
6.3 Výpočet vstupních parametrů.....	23
6.4 Výstup UwB ₁	24
6.5 Výsledky simulace.....	25
7. Závěr.....	31

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

Zkratky:

MOX	(Mixed Oxide fuel) Směsné palivo
ATF	(Accident tolerant fuel) Palivo odolné proti nehodám
CEA	(Atomic Energy Commission) Komise pro atomovou energii
EDF	(Électricité de France) Francouzská společnost provozující jaderné elektrárny
PVD	(Physical Vapour Deposition) Fyzikální depozice par
ARL	(Army Research Laboratory) Armádní výzkumná laboratoř
PWR	(Pressurized Water Reaktor) Tlakovodní reaktor
CGN	(China General Nuclear Power Group) Čínská státní energetická společnost
KAERI	(Korea Atomic Energy Research Institute) Korejský institut pro výzkumné atomové energie
U _w B ₁	Výpočetní kód pro vypočítání vyhořívání jaderného paliva
TVEL	Ruská státní firma, která se zabývá výrobou jaderného paliva
ROSATOM	Ruská státní korporace zaměřená na jadernou energetiku
VVER	Vodou chlazený a moderovaný energetický reaktor

Symbols:

ρ	hustota	(kg/m ³)
C_P	tepelná kapacita	(J/K)
T	teplota	(K)
Q	teplo	(J)
k	tepelná vodivost	(W/m.K)
k_{eff}	efektivní multiplikační koeficient	(-)
n_k	počet neutronů v generaci	(-)
n_{k-1}	počet neutronů v předchozí generaci	(-)
P_C	nominální tepelný výkon	(MWt)
m	hmotnost	(kg)
P_{depl}	měrný ozařovací výkon	(MW/MTU)
t	čas	(d)
N_A	Avogadrova konstanta	(1/mol)
A_r	relativní atomová hmotnost	(-)
ω	hmotnostní podíl	(-)
N_i	jaderná hustota	(1/bcm)

SEZNAM OBRÁZKŮ

Obr. 1 Zirkonium [5]	14
Obr. 2 Průřez vzorku M5 pokrytým Cr [9]	16
Obr. 3 Porovnání kinetiky oxidace pokrytého a nepokrytého vzorku chromem a vzorky po ochlazení [10]	17
Obr. 4 Kinetika koroze pokrytých a nepokrytých trubek M5 chromem ve vodě o teplotě 360°C se 70 ppm Li [9]	18
Obr. 5 Vstupní textový soubor pro kód UwB ₁	22
Obr. 6 Výstupní hodnoty UwB ₁	25
Obr. 7 k_{eff} pro slitinu E110	26
Obr. 8 k_{eff} pro slitinu ZIRLO™	26
Obr. 9 k_{eff} pro slitinu E110 s vrstvou Cr	27
Obr. 10 k_{eff} pro slitinu SiC	28
Obr. 11 k_{eff} pro slitinu FeCrAl	29
Obr. 12 k_{eff} pro slitinu Ti ₃ SiC ₂	29
Obr. 13 k_{eff} pro slitinu E110 s vrstvou CrN a vrstvou Cr	30

SEZNAM TABULEK

Tab. 1 Stabilní izotopy zirkonia [16-17].....	13
Tab. 2 Orientační složení nejvíce používaných zirkoniových slitin [7]	15
Tab. 3 Výkony a hmotnost uranu v palivu.....	23
Tab. 4 Atomová hmotnost a procentuální zastoupení nuklidů s výslednou jadernou hustotou.....	24

1. ÚVOD

V mojí bakalářské práci se budu zabývat aktuálními trendy ve výzkumu a výrobě jaderného paliva.

Jaderné palivo je hlavní součástí pro fungování jaderných elektráren. Palivo se vyvíjí po celém světě už přes 40 let za tu dobu prošlo mnoha koncepty. Hlavním koncept jaderného paliva obsahuje pelety z oxidu uraničitého s pokrytím slitinou zirkonia.

Slitina zirkonia je pro své vlastnosti těžko nahraditelná. Je to materiál nezbytný pro jadernou energetiku skrz dobré mechanické a chemické vlastnosti a mimořádnou odolnost proti korozi. Hlavní výhodou je především nízký účinný průřez pro záchyt neutronů. Má však zásadní nevýhodu a tou je reakce zirkonia s vodní parou. Při této reakci dochází ke vzniku hořlavého vodíku.

Po těžké nehodě americké jaderné elektrárny Three Mile Island v roce 1979 a japonské jaderné elektrárny Fukušima v roce 2011, kdy zemětřesení a tsunami způsobily ztrátu paliva, došlo k reakci zirkonia a vodní páry. Došlo k výbuchu vodíku a štěpné produkty unikly do oceánu a do ovzduší. Po nehodě na Fukušimě se ukázalo, jak je tato reakce zásadní a nesmí se podceňovat.

Nehoda odstartovala intenzivní celosvětový výzkum a rozvoj jaderného paliva, které má být odolné proti případným nehodám (ATF) v jaderných elektrárnách. Po celém světě se vedou výzkumy a testy k nalezení právě takového ideálního konceptu. Řeší se jak změna konceptu pelety, tak změna pokrytí ať už výměnou slitiny zirkonia nebo nanesení ochranné vrstvy na slitiny zirkonia. Vývoji se věnují společnosti jako je Westinghouse, Framatome, China General Nuclear a TVEL.

Cílem mojí bakalářské práce je představit různé způsoby a formy řešení od rozdílných společností, které se problematikou odolného jaderného paliva zabývají. Dále provedu výpočty obsahů různých testovaných konceptů jaderných paliv. Vložením vypočítaných hodnot do kódu UWB1 nasimuluji průběh vyhořívání paliva v reaktoru. Výsledkem dostanu data k vytvoření grafů a na základě získaných dat pak zhodnotím jednotlivé koncepty. Na závěr vyberu jednu variantu pro další možné experimenty.

2. JADERNÁ PALIVA

Jaderné palivo je jednou z hlavních složek štěpné reakce a nedílnou součástí fungování samotného jaderného reaktoru. Energie se uvolňuje pomocí jaderných reakcí, a to buď štěpením nebo fúzí. Hlavními jadernými palivy jsou nejčastěji:

- Přírodní uran – jeho izotopické složení je 99,2745% ^{238}U , 0,7200% ^{235}U a 0,0055% ^{234}U)
- Uran mírně obohacený – podíl uranu 235 je zvýšen až na 5%
- Uran vysoce obohacený – podíl uranu 235 je zvýšen na více jak 20%
- Směsné palivo MOX – vzniká z přepracování použitého paliva, je složeno ze směsi UO_2 a PuO_2 . [1]

Palivo je uzavřené v palivovém elementu, který má zabránit úniku štěpných produktů do okolí. Slouží jako první fyzická bariéra, je hermeticky uzavřený, jedná se o základní palivový stavební prvek. Bezpečný provoz reaktoru zajišťuje kvalita palivových elementů a jejich pokrytí. Při porušení pokrytí dojde k prolomení druhé bariéry a zvětší se kontaminace chladiva radioaktivními štěpnými produkty a aktinoidy.

2.1 Formy jaderného paliva

Vyrobená paliva mají různé formy buď kovové nebo v dnešní době více používané keramické.

- Kovový uran – používal se především v počátcích jaderné energetiky. Hlavní výhodou kovového uranu je tepelná vodivost a vyšší hustota jader štěpného materiálu. Nevýhodou je jeho nízká teplota tání, která je rovna 1133°C oproti oxidické keramice kde je tato hodnota 2865°C .
- Keramické palivo – nejrozšířenější podoba jaderného paliva, může být vyrobena z oxidu UO_2 , jehož výhodou je vysoká teplota tání, teplotní stabilita, odolnost proti korozi, zadržuje dobře štěpné produkty a je radiačně stabilní. Nevýhodou je nízká tepelná vodivost, odolnost vůči rychlým teplotním změnám a nízká hustota štěpných jader. Další keramická paliva jsou například karbid nebo nitrid. Ve srovnání s oxidickou keramikou mají lepší tepelnou vodivost a hustota štěpných jader je vyšší. [2]

2.2 Pokrytí jaderného paliva

Poruchy pokrytí lze různě eliminovat, a to vhodně zvoleným tlakem plynu v trubce, dokonalým vysušeným vakuem před hermetickým uzavřením a zvolením správného povlakového materiálu s vysokou kvalitou. Tyto materiály musí splňovat řadu požadavků: [1]

- Nízká absorpce neutronů
- Vysoká odolnost proti korozi a erozi
- Mechanická pevnost při vysokých teplotách
- Vysoký součinitel tepelné vodivosti, nízký součinitel tepelné roztažnosti
- Maximální hermetičnost
- Dobrá tažnost a svařitelnost
- Cenová dostupnost

3. ZIRKONIUM

Zirkonium je chemický prvek se značkou Zr a atomovým číslem 40. Jeho teplota tání je 1855°C. Jedná se o lesklý šedý až stříbřitě bílý kovový prvek. Zirkonium se velmi podobá hafniu a trochu titanu. Objevitelem zirkonia je německý chemik Martin Heinrich Klaproth, který jej objevil v roce 1789.

Mezi jeho vlastnosti patří dobrá odolnost proti vodě a alkalickým hydroxidům. Dobrá rozpustnost ve zředěné i koncentrované kyselině fluorovodíkové a lučavce královské. Zirkonium má vysokou afinitu ke kyslíku, dusíku a vodíku. Při teplotě nad 300°C reaguje s vodní párou za vzniku oxidu zirkoničitého ZrO_2 a hydridu ZrH_2 . Při teplotě 800°C reaguje s dusíkem za vzniku žlutého nitridu ZrN . Při zvýšené teplotě může zirkonium v práškové formě samovolně vzplanout. Pro kusovou podobu tohle neplatí ta je méně náchylná k vznícení.

Ve sloučeninách se vyskytuje především jako čtyřmocné ($ZrSiO_4$ a ZrO_2), ale jsou známy i sloučeniny trojmocné ($ZrCl_3$ a $ZrBr_3$) a dvojmocné ($ZrCl_2$ a ZrO). Křemičitan zirkon $ZrSiO_4$ a oxid zirkonia baddeleyit ZrO_2 jsou nejdůležitější užitkové nerosty. Nejvyšší obsah zirkonia má právě baddeleyit a to 74,03%. Vlastnosti zirkonia a všech jeho sloučenin jsou stejné jako vlastnosti hafnia, hafnium se v přírodě se nachází vždy se zirkoniem (obvykle 2% tvoří hafnium). Hafnium má ale velký účinný průřez, proto se musí od zirkonia oddělit. Přírodní zirkonium je tvořeno pěti stabilními izotopy, z 51% to je izotop ^{90}Zr .

Tab. 1 Stabilní izotopy zirkonia [16-17]

	Přirozený výskyt (%)	účinný průřez (barn)
^{90}Zr	51,45	0,0140
^{91}Zr	11,22	1,3000
^{92}Zr	17,15	0,1310
^{94}Zr	17,38	0,0511
^{96}Zr	2,80	0,0211

Zirkonium díky malé absorpci volných neutronů, vysoké chemické a mechanické odolnosti a odolnosti proti korozi se převážně využívá v jaderné energetice. Slitiny zirkonia jsou nezbytnou součástí ke konstrukci jaderných zařízení. Dále se zirkonium využívá k výrobě těžkotavitelných slitin (tryskové motory, lopatky plynových turbín) a supravodivých magnetů. [3]



Obr. 1 Zirkonium [5]

4. SLITINY ZIRKONIA

4.1 Historie vývoje zirkoniových slitin

V roce 1950 zirkonium díky extrémně nízkému mikroskopickému průřezu, absorpci volných neutronů a jeho odolnosti, bylo vybráno jako materiál k pokrytí paliv v jaderných ponorkách. V roce 1950 době neexistovaly žádné procesy pro výrobu čistého zirkonia (odstranění hafnia) ani odolnost proti korozi čistého zirkonia nebyla dostatečná pro výkon aktivní zóny. Proto američtí vědci zahájili program na vývoj slitiny, která by měla větší odolnost proti korozi zirkonia a odstranění hafnia.

První slitina (Zircaloy-1) měla složení Zr-2,5% Sn. Tahle slitina byla roztavena v kelímku, který se dříve používal pro nerezovou ocel, a tak se vyvinula slitina Zircaloy-2 s vynikající odolností. Zircaloy-3 s menším obsahem cínu se v testech moc neosvědčil. Další úspěšnou slitinou byl Zircaloy-4, tahle slitina neobsahuje nikl a je navržena k redukci zachycování vodíku v reaktorech. Ve Spojených státech amerických se nejdříve používala slitina u jaderných ponorek a později i v energetických reaktorech.

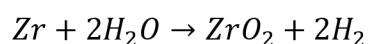
V Sovětském svazu byla zirkoniová slitina používaná v energetických reaktorech a tlakovodních reaktorech ponorek už od počátku s jedním váhovým procentem niobu (s označením E110). Po tomhle vývoji americká firma Westinghouse přišla se slitinou Zirlo™ (Zr-0,67% Sn-1% Nb) a francouzská firma Areva vyvinula slitinu M5™ (Zr-1% Nb). [6]

Tab. 2 Orientační složení nejvíce používaných zirkoniových slitin [7]

		obsah prvků ve váhových %						
		Nb	Fe	Sn	Cr	Ni	O	Hf
Rusko	E110	1						
	E635	1	0,35	1,2			0,05 - 0,12	
	E635M	0,7 - 0,9	0,3 - 0,4	0,7 - 0,9			0,04-1,00	
USA	Zircaloy-2		0,135	1,45	0,1	0,055		0,01
	Zircaloy-4		0,21	1,45	0,1			0,01
	ZIRLO™	0,8	0,1	1				
	OPT ZIRLO™	1	0,1	0,67				
Fr	M5™	1	0,04	0				
Japonsko	MDA	0,5	0,2	0,08	0,1			
	NDA	0,1	0,27	1	0,16	0,01		
	J1-Alloy™	1,8					0,1	
	J2-Alloy™	1,6			0,1		0,1	
	J3-Alloy™	2,5					0,1	

4.2 Nevýhody zirkonia

Jednou z hlavních nevýhod kovového zirkonia je to, že když dojde ke ztrátě chladiva v jaderném reaktoru a vlivem toho se v reaktoru zvýší teplota nad 1230°C, tak zirkoniové povrchy rychle reaguje s vodní párou. Při oxidaci zirkonia s vodou se uvolňuje vodík. Při vysokých teplotách je tato oxidace rychlejší. Příkladem je aktivní zóna reaktoru, pokud nejsou palivové soubory dostatečně chlazeny. Kovové zirkonium pak oxiduje s vodní párou a vzniká vodík. [8]



5. ACCIDENT TOLERANT FUEL

Jaderné palivo je velmi složitý materiál, který je neustále vyvíjen přes 40 let. Během těchto let proběhlo mnoho vylepšení originálního konceptu, a to za pomoci různých materiálů. Ale i přes všechny zlepšení většina jaderných elektráren zůstala u konceptu, kde pelety z oxidu uranitého jsou pokryty trubkami ze slitiny zirkonia.

Rada těžkých nehod jako jsou Three Mile Island a Fukušima Daiichi ukázaly, že za extrémních podmínek jaderné palivo selže a vysokoteplotní reakce mezi slitinami zirkonia a vodou vedou k vytvoření vodíku, a to způsobí následný výbuch a možnou destrukci zařízení a selhání hermetičnosti bariér. Vzhledem k tomu, že současná palivová konstrukce je citlivá na podmínky vážných nehod došlo k obnovení zájmu vynalézt návrh alternativního paliva, které by bylo odolnější vůči reakci mezi palivem a vodní parou. Tyhle nové palivové konstrukce by měly být kompatibilní se stávajícími systémy reaktorů a paliv. Stále existuje ale možnost, že by se navrhly i nové reaktorové systémy.

ATF (Accident tolerant fuel) nebo-li palivo odolné vůči nehodám má mnoho konceptů které se liší převážně pokrytím. Z hlediska možných obkladových materiálů vynikají následující možnosti:

- Běžné slitiny na základě zirkonia s ochrannou vnější vrstvou (chrom, nikl, titan, karbid křemíku).
- Vysoce legovaná ocel, ve složení FeCrAl (železo-chrom-hliník) nazývaná také jako "Kanthal".
- SiC jako keramické pokrytí.
- Slitiny na základě Mo (Molybden).

Všechny tyto materiály vykazují větší odolnost proti korozi než zirkonium, ale s jejich absorpcí neutronů jsou na tom hůř než zirkonium. Každý výrobce jaderného paliva řeší tento problém jinak.

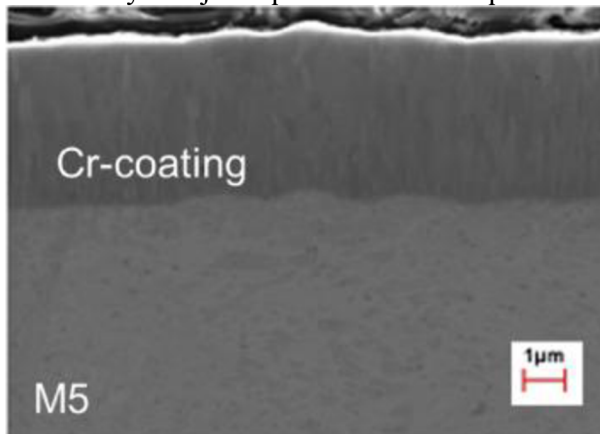
5.1 Framatome

Společnost Framatome (dříve známá jako Areva NP) se sídlem ve Francii se aktivně podílí na vývoji vylepšených koncepcí pokrytí jaderných paliv odolných proti nehodám. Od krátkodobých evolučních jako je pokrytí slitiny zirkonia chromem (Cr) tak po dlouhodobé revoluční řešení (pokrytí SiC).

Nejpokročilejším řešením je hustý, přilnavý chromový povlak, který pokrývá zirkonové slitiny. Tohle řešení bylo původně vyvinuto ve francouzském společném programu pro jaderný výzkum a vývoj za pomoci společností CEA a EDF. Během vyhodnocení výzkumu se ukázalo že chrom má vynikající výsledky, což naznačuje zvýšenou spolehlivost, zvýšenou provozní flexibilitu a lepší ekonomiku za normálních podmínek. Například proto, že je chrom tvrdší než zirkonium, poskytuje vrstva chromu výrazně lepší odolnost proti opotřebení. Další výhodou, kterou chrom vykazuje je zabraňování zrychlené korozi v drsném prostředí.

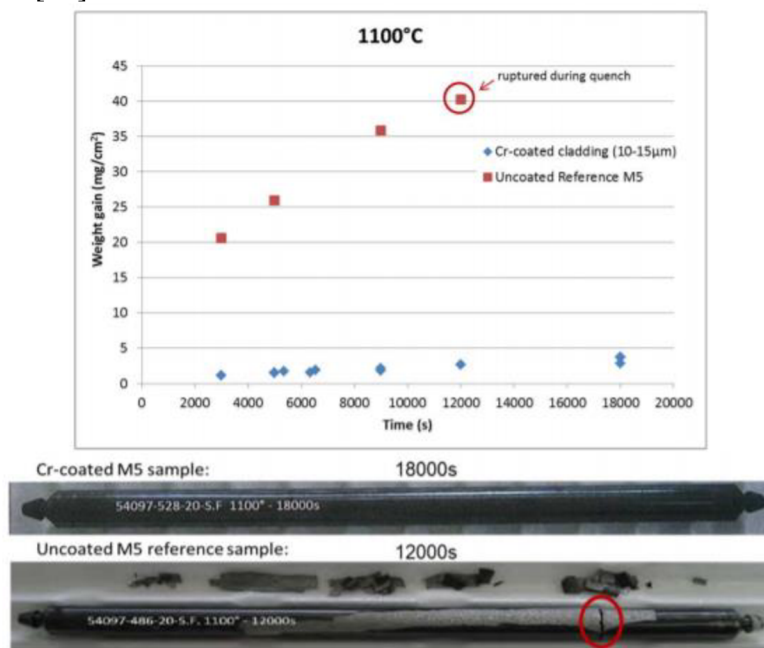
5.1.1 Slitina M5 s pokrytím Cr

Nejpokročilejší řešení pokrytí jaderných paliv společnosti Framatome je nanosení ochranné vrstvy (Cr) na slitinu zirkonia. Tahle vrstva je 15 μm silná a je nanosená na palivo M5. Vrstva se nanáší technologií fyzikální depozicí par (PVD), tahle metoda zaručí hustou vrstvou bez pórovitosti. Tento povlak je velmi přilnavý, a proto je velmi ochranný. Toto řešení vykazuje zlepšenou odolnost proti oxidaci parou při vysoké teplotě. [9]



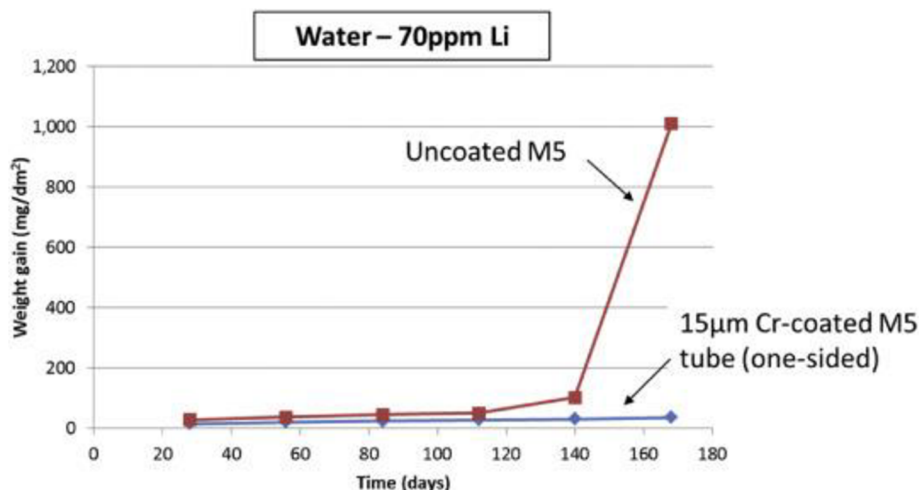
Obr. 2 Průřez vzorku M5 pokrytým Cr [9]

Hlavním cílem nových konceptů jaderných paliv je zvýšení odolnosti a chování při náhodných podmínkách v tomto případě je to snížení vysokoteplotní oxidace páry. Výsledky testování ve výzkumném středisku Framatome Research center sídlem ve Francii ukazují (Obr. 4) porovnanou kinetiku oxidace vzorku pokrytého a vzorku nepokrytého chromem při teplotě 1100°C do 1800 s. Dále jsou na obrázku vidět vzorky po ochlazení. Z obrázku jde vyčíst, že vzorek bez pokrytí Cr selhává po ochlazení po vystavení páře 1100°C po dobu 200 minut, mezitím vzorek s pokrytím udržuje velmi nízkou kinetiku oxidace po dobu až 300 minut bez poruchy po ochlazení. Hlavním důvodem rozdílu v chování je, že povlak Cr chrání před oxidací a difúzí kyslíku v podkladovém zirkoniovém substrátu, u kterého dochází ke křehnutí a po zchlazení praskání. Pokrytí chromem také udržuje tvárnost po ochlazení. Tyto testy byly později potvrzeny výsledkem testů při jiných teplotách a jiným časem prováděno společností CEA. [10]



Obr. 3 Porovnání kinetiky oxidace pokrytého a nepokrytého vzorku chromem a vzorky po ochlazení [10]

Dalšími testy měly ukázat, jak se slitiny zirkonia s pokrytím Cr budou chovat ve vodě o teplotě 360°C se 70 ppm Li. Slitiny zirkonia s pokrytím Cr ukázaly vynikající chování při korozi ve statickém autoklávu s chemií ve vodě PWR ([B]=650 ppm, [Li]=2 ppm, bez přidaného rozpuštěného O₂ nebo H₂). V těchto testech nedochází k žádnému oddělení vrstev, nebo jiným defektům. Proto následovali testy, který mají vyhodnotit citlivost Cr k drsnému prostředí. Korozní test se prováděl ve vodě obsahující 70 ppm Li. Tento test je typickým testem prováděný pro všechny slitiny zirkonia. Tento test trval 168 dní (výsledky lze vidět na Obr. 3). Trubka M5 bez pokrytí vykazovala korozi po 140 dnech (podle očekávání). Vzorek s pokrytím Cr naopak nezaznamenala žádnou korozi. Výsledkem testu je že Cr snižuje náchylnost slitin zirkonia na korozi v lithiovém prostředí, to může zvýšit flexibilitu týkající se omezení chemie vody pro podniky úpravou některých současných omezení chemie vody.



Obr. 4 Kinetika koroze pokrytých a nepokrytých trubek M5 chromem ve vodě o teplotě 360°C se 70 ppm Li [9]

Všechny charakterizace byly provedeny pomocí vzorků vyrobených v PVD stroji. Ta omezila velikost vzorků na 50 cm. V roce 2016 byl proveden návrh PVD reaktoru pro výrobu pokrytých trubek v plné délce a v tento rok byla i zahájena výroba tohoto stroje. Cílem je nejprve vyrobit prototyp v plné délce a demonstrovat proveditelnost výroby. Prototypový stroj byl dokončen v roce 2017. Od této doby se provádí další testy a optimalizace prototypu po celé délce. [9]

5.2 Westinghouse

Westinghouse celým jménem Westinghouse Electric Corporation je americká průmyslová společnost založena roku 1886 vynálezcem a podnikatelem Georgem Westinghousem. V roce 1957 Westinghouse spustili první komerční jadernou elektrárnu Shippingport v USA.

5.2.1 Encore

Westinghouse stejně jako Framatome vidí budoucnost v ochranné vrstvě chromu nanesené na slitinu zirkonia z důvodu vynikající kvality. Rozdíl oproti společnosti Framatome spočívá pouze ve způsobu nanesení bezpečnostní vrstvy. Westinghouse zvolil metodu nanášení za studena, protože se jedná o rychlý proces nanášení za okolních podmínek a nabízí optimální pevnost spojení mezi vrstvou pokrytí a zirkoniovým základem.

Aby Westinghouse mohl rozšířit proces a posunout testy dále, uzavřel partnerství se společností Army Research Laboratory (ARL), díky jejich rozsáhlým zkušenostem a odborným znalostem v oblasti nástřiku za studena a průmyslových aplikacích pro větší součásti. ARL následně nanasla vrstvu a zkonstruovala platformu pro trubky ve skutečné velikosti. V roce 2019 zavezli palivové soubory do reaktoru Byron 2. Palivové soubory obsahovaly proutky z olova opatřené nástřikem z chromu. Druhá možnost pokrytí spočívá v pokrytí karbidem křemíku (SiC). Výhodou při pokrytí SiC je, že reaguje při teplotě 1200°C až 10000krát pomaleji s vodou a párou než zirkonium. Výsledkem je minimální tvorba tepla a vodíku v případě těžké nehody. Tenhle vývoj je stále v procesu. [11]

5.3 TVEL

TVEL je dceřinou společností ROSATOM celým názvem Státní korporace pro atomovou energii ROSATOM, která je státní korporací sídlící v Moskvě. TVEL je výrobcem a dodavatelem paliva pro 73 komerčních a 30 výzkumných reaktorů. Je dodavatelem pro české jaderné elektrárny (JE Temelín a JE Dukovany) i slovenské jaderné elektrárny (JE Bohunice a JE Mochovce).

5.3.1 ATF podle TVELu

TVEL testuje palivové kazety modelu TVS-2M obsahující 12 tyčí ATF se dvěma variantami pokrytí: slitina zirkonia s chromovým pokrytím nebo slitina zirkonia se slitinou chromu a niklu. V roce 2019 TVEL dokončila první testovací fázi ATF ve výzkumném reaktoru MIR. V oddělených vodních smyčkách byly ozářeny dvě experimentální palivové soustavy s ruskými palivovými tyčemi VVER a PWR. Každá z nich obsahuje 24 palivových prutů se čtyřmi odlišnými kombinacemi materiálů. Testy neodhalily změny v geometrii palivových tyčí, ani poškození povrchu pokrytí. V roce 2020 byly zavezeny do jaderného bloku VVER-1000 v Rostovské jaderné elektrárně v západním Rusku. [12]

5.4 China General Nuclear

China General Nuclear je státní podnik v Číně, který byl založen roku 1994. V Číně provozuje jaderné elektrárny jako jsou Daya Bay Nuclear Power plant, Ling Ao Nuclear Power plant, Hongyanhe Power Plant a Ningde Nuclear Power Plant. China General Nuclear mimo jiné působí i u jiných energetických odvětví jako jsou vodní, větrné a sluneční elektrárny.

5.4.1 ATF podle CGN

Výzkum byl zahájen roku 2015 kdy se společnost CGN spojila s Čínskou akademií věd, Čínskou akademií technické fyziky, Univerzitou Tsinghua a Univerzitou Xian Jiaotong. Trvalo jim celkem 3 roky, než byla vytvořena první konstrukce paliva ATF. Bylo vyvinuto hned několik typů pokrytí jaderného paliva a pelet se zvýšenou odolností pro lehkovodní reaktory. Patří mezi ně zirkoniové slitiny, slitiny železo-chrom-hliník, molybdenové slitiny, pokrytí z karbidu křemíku a dále pelety oxidu uranu s vysokou tepelnou vodivostí. Testování začalo na konci roku 2017. Nová paliva byla ozařována v neutronovém poli. Roku 2019 společnost CGN oznámila že prototyp palivového souboru 2SF PI-A byl zavezen do výzkumného reaktoru China Mianyang – do oddělení jaderné fyziky Ústavu jaderné fyziky a chemie ve městě Mianyang. [14]

5.5 Korea Atomic Energy Research Institute

Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI) bylo založeno roku 1959 v Jižní Koreji. Je to profesionální výzkumný ústav zaměřený na jadernou energetiku v Jižní Koreji. KAERI v roce 1962 spustilo první výzkumný reaktor v zemi KRR1. Dalšími výzkumnými reaktory jsou KRR2 a AGN201K. Nejnovějším výzkumným reaktorem KAERI je víceúčelový výzkumný reaktor HANARO.

5.5.1 ATF podle KAERI

V Korejském institutu pro výzkum atomové energie se hodnotí dva druhy konceptů ATF. Ve střednědobém výzkumu se zkoumá peleta UO_2 s mikrocelly. V dlouhodobém výzkumu se zkoumají pelety na bázi nitridů a silicidů, které mají vysokou hustotu uranu a vysokou tepelnou vodivost. Pokrytí u paliv, které mají být odolné proti nehodám se v Jižní Koreji řeší buď povrchovou úpravou slitiny zirkonia, nebo dlouhodobý plán je stavěn na konceptu pokrytí SiC. KAERI používají metodu 3 D laserové nanášení ochranné vrstvy. Při testech pokrytá oblast vykazovala drsný povrch, ten lze však jednoduše zbrusit pomocí papíru SiC. [15]

6. PROGRAM UW_{B1}

Výpočetní kód UwB_1 vyvinul Ing. Martin Lovecký, Ph.D. s jeho kolegy ze Západočeské univerzity v Plzni v rámci projektu CANUT. Program umožňuje rychlý výpočet vyhořívání jaderného paliva pomocí Batemanovy rovnice. Boltzmanova transportní rovnice je řešena Monte Carlo solverem, který pomocí generátoru náhodných čísel simuluje průběh jaderných reakcí a počet neutronů v procesu. [18]

6.1 Efektivní multiplikační koeficient k_{eff}

Efektivní multiplikační koeficient udává, jakým způsobem se změní počet neutronů při štěpení. Podmínkou štěpné řetězové reakce je, aby každé štěpení vytvořilo další štěpení to znamená, že každé jádro by mělo vyprodukovat alespoň jeden neutron, který následně způsobí další štěpení. Koeficient k_{eff} nám představuje poměr mezi počtem neutronů současné generace n_k a předchozí generace n_{k-1} . [20]

$$k_{eff} = \frac{n_k}{n_{k-1}} \quad (1)$$

V závislosti na hodnotě multiplikačního koeficientu mohou nastat tři různé stavy:

- $k_{eff} < 1$... počet neutronů v soustavě klesá, štěpná řetězová reakce se sama neudrží (podkritický stav)
- $k_{eff} = 1$... počet neutronů v soustavě je konstantní, štěpná řetězová reakce je soběstačná (kritický stav)
- $k_{eff} > 1$... počet neutronů v soustavě roste, štěpná řetězová reakce produkuje víc neutronů než je třeba (nadkritický stav)

Při řízení reaktoru je důležité držet koeficient co nejbližší hodnotě 1. Tato hodnota se udržuje kombinací vyhořívajících absorbátorů (gadolinium, bór, erbium), řídicími tyčemi a kyselinou boritou rozpuštěnou v chladivu. Kritičnost reaktoru je dále ovlivněna dalšími faktory: [20]

- Změnou teploty moderátoru
- Změnou teploty paliva
- Změnou tlaku
- Spalováním paliva

6.2 Vstup UwB₁

Vstupním souborem pro kód UwB₁ je textový dokument obsahující důležité informace o geometrii a složení čerstvého jaderného paliva. Dále se zde nachází i výkon k časovým intervalům vyhořívání. Skládá se z numerických nebo textových dat ve volném formátu. Pro představu uvádím, co se na který řádek zapisuje a co jednotlivé řádky znamenají: [19]

- 1) Název
- 2) Počet jader procesoru počítače
- 3) Počet neutronů v jedné neutronové generaci
- 4) Počet prvních generací, které se vynechávají
- 5) Celkový počet neutronových generací
- 6) Počet regionů (vrstev)
- 7) Soustředné poloměry vrstev (cm)
- 8) Krok mříže (polovina vzdálenosti dvou středů proutků)
- 9) Typ mříže (1 = čtvercová, 2 = trojúhelníková)
- 10) Počet intervalů vyhořívání
- 11) Ozařovací výkon (MW/MTU)
- 12) Doba ozařování (dny)
- 13) Typ vyhořívání (0 = žádné, 1 = výkonem, 2 = pomocí změny toku)
- 14) Typ knihovny (1 = transportní knihovna, 2 = knihovna vyhořívání)
- 15) Maximální teplota v regionech (K)
- 16) Cesta ke knihovnám
- 17) Počet nuklidů v regionu (řádky závisí na tom kolik je regionů)
- 18) Obsah paliva
- 19) Konec dokumentu [19]

Pro příklad bylo vybráno palivo UO₂ s pokrytím zirkoniové slitiny ZIRLOTM a vrstvou chromu tlustou 15 μm. Palivo je mírně obohacené na 4,38% ²³⁵U s pětiletou kampaní (Obr. 5).

```

1) uwb1 Cr 15um depletion test
2) 4
3) 1000
4) 5
5) 105
6) 3
7) 0.38 0.455 0.47
8) 0.6375
9) 2
10) 49
11) 3.10000E+01 3.10000E+01 ... 3.10000E+01 3.10000E+01
12) 1.00000E+00 2.00000E+00 ... 1.74250E+03 1.82500E+03
13) 1 0 0 0
14) 1 2 2 2
15) 900.0 625.0 625.0 578.0
16) "/home/xbilyl01/uwb1libs/"
17a) 4
17b) 12
17c) 4
17d) 4
18a) 15      86      80160  4.88242E-02
      16      87      80170  1.11906E-04
      362    3514    922350  1.08519E-03
      365    3518    922380  2.33916E-02
18b) 117    1039    400900  2.22850E-02
      118    1041    400910  4.80630E-03
      119    1042    400920  7.26664E-03
      121    1044    400940  7.20716E-03
      123    1046    400960  1.13687E-03
      124    1081    410930  4.23506E-04
      304    2594    721740  1.08579E-08
      305    2596    721760  3.52894E-07
      306    2597    721770  1.24081E-06
      307    2600    721780  1.80962E-06
      308    2603    721790  8.98426E-07
      309    2606    721800  2.30114E-06
18c) 54      463    240500  3.76677E-03
      55      465    240520  6.98491E-02
      56      466    240530  7.77070E-03
      57      467    240540  1.89849E-03
18d) 1        1        10010  5.01551E-02
      10      41      50100  4.98826E-06
      11      42      50110  2.00784E-05
      15      86      80160  2.50775E-02
19) eof

```

Obr. 5 Vstupní textový soubor pro kód UwB₁

6.2.1 Datové knihovny

Do vstupního souboru na řádky obsahu paliva se udávají nuklidy ve formě sloupců čísel. První dva sloupce značí ID nuklidu. Tato čísla se nachází v knihovně programu UwB₁. Třetí sloupec je ZAID kód izotopu je dáno $ZAID = 10\,000 \cdot Z + 10 \cdot A + m$. Písmeno „m“ značí číslo stavu. Pro ²³⁸U je toto číslo 922380. Poslední sloupec značí vypočítanou jadernou hustotu.

6.3 Výpočet vstupních parametrů

Vstupní soubor a jeho parametry jsou rozděleny do několika skupin. Většina z nich se ani nemusí počítat, jako třeba Monte Carlo parametry, mezi které patří počet neutronů v jedné neutronové generaci, počet prvních generací a celkový počet neutronových generací. Další hodnoty slouží pro vstup do knihoven anebo geometrické hodnoty, které jsou dány výrobcí.

Ozařovací výkon lze vypočítat z celkového výkonu reaktoru P_C a hmotnosti uranu m_U kterou má palivo před vložením do reaktoru (počáteční hmotnost).

Tab. 3 Výkony a hmotnost uranu v palivu

Jaderná elektrárna	Nominální tepelný výkon [MWt]	Hmotnost uranu [t]	Ozařovací výkon [MW/MTU]
Dukovany	1444	47,1	30,66
Temelín	3120	81,8	38,14

Výpočet ozařovacího výkonu pro dukovanské palivo:

$$P_{depl} = \frac{P_C}{m_U} = \frac{1444}{47,1} = 30,6582 \text{ MW/MTU} \quad (2)$$

Další důležitou hodnotou je doba ozařování. Do UwB₁ se zadává ve dnech a vypočítá se jednoduchým výpočtem. V Dukovanech se v současné době používá palivo pro pětiletou kampaň. Intervaly jsem volil tak, abych došel k hodnotě t_5 . Doba trvání pětileté kampaně:

$$t_5 = 365 \cdot 5 = 1825 \text{ dní} \quad (3)$$

Složitějším a důležitějším výpočtem bude výpočet jaderné hustoty jednotlivých nuklidů v palivu, pokrytí a moderátoru. Jelikož mám za úkol zkoumat aktuální trendy v pokrytí jaderného paliva tak jádro paliva se měnit nebude. Měnit se bude hlavně pokrytí použitím různých slitin. Nejprve si vypočítáme složení paliva UO₂.

K výpočtu jaderné hustoty budeme potřebovat znát Avogadrovu konstantu $N_A = 0,602114 \cdot 10^{24} \text{ 1/mol}$, relativní atomovou hmotnost A_r prvků a nuklidů, hustotu sloučeniny ρ a procentuální zastoupení nuklidů.

Tab. 4 Atomová hmotnost a procentuální zastoupení nuklidů s výslednou jadernou hustotou

Palivo					
Izotop	A_r	%	ω_f	N_i [1/cm]	N_i [1/bcm]
^{235}U	235,0439	4,38	0,038610	1,0852E+21	1,08519E-03
^{238}U	238,0508	95,62	0,842891	2,3392E+22	2,33916E-02
^{16}O	15,9949	99,757	0,118211	4,8824E+22	4,88242E-02
^{17}O	16,9991	0,243	0,000288	1,1191E+20	1,11906E-04

Nejdříve se vypočítá hmotnostní podíl prvků ve sloučeninách. Pro U v paletě UO_2 :

$$\omega = \frac{Ar_U}{Ar_U + 2 \cdot Ar_O} = \frac{238,0289}{238,0289 + 2 \cdot 15,999} = 0,8815 \quad (4)$$

Pro O v UO_2 :

$$\omega = \frac{2 \cdot Ar_O}{Ar_U + 2 \cdot Ar_O} = \frac{2 \cdot 15,999}{238,0289 + 2 \cdot 15,999} = 0,1185 \quad (5)$$

Hmotnostní zlomek v poměrovém zastoupením pro ^{238}U (poměr $^{238}\text{U} = 95,62\%$, $^{235}\text{U} = 4,38\%$), hustota $\rho_{\text{UO}_2} = 10,97 \text{ g/cm}^3$:

$$\omega_f = \omega \cdot z = 0,8815 \cdot 0,9562 = 0,8429 \quad (6)$$

Jaderná hustota pro ^{238}U :

$$N_i = \frac{\rho \cdot \omega_f \cdot N_A}{Ar_{\omega}} = \frac{\rho_{\text{UO}_2} \cdot \omega_f \cdot N_A}{Ar_{\text{U}238}} = \frac{10,97 \cdot 0,8429 \cdot 0,602214 \cdot 10^{24}}{238,05078} = 2,339 \cdot 10^{22} \frac{1}{\text{cm}} \quad (7)$$

Do programu UwB_1 se zadává v jednotkách (1/bcm) tudíž musíme výsledek přepočítat. To uděláme vynásobením jedním barnem:

$$N_i = N_i \cdot 1 \cdot 10^{-24} = 2,339 \cdot 10^{22} \cdot 1 \cdot 10^{-24} = 2,339 \cdot 10^{-2} \frac{1}{\text{barn} \cdot \text{cm}} \quad (8)$$

6.4 Výstup UwB_1

Stejně jako u vstupu UwB_1 tak u výstupu programu je textový dokument obsahující řadu čísel. V textovém dokumentu jsou pro nás hlavní hodnoty až na konci kde se nachází dva sloupce. První sloupec značí vyhořívání a druhý sloupec efektivní multiplikační koeficient.

burnup (Mwd/MTU)	k-eff (-)
0.00	1.26029
31.00	1.24514
62.00	1.24203
93.00	1.24117
124.00	1.24051
155.00	1.23993
310.00	1.23822
465.00	1.23672
620.00	1.23552
775.00	1.23442
1162.50	1.23228
1550.00	1.22940
1937.50	1.22617
2325.00	1.22264
2712.50	1.21887
3100.00	1.21493
3487.50	1.21084
3875.00	1.20666
4262.50	1.20240
4650.00	1.19809
5037.50	1.19376
5425.00	1.18941
5812.50	1.18507
6200.00	1.18074
6587.50	1.17642
6975.00	1.17213
7362.50	1.16787
7750.00	1.16365
9687.50	1.14765
11625.00	1.12789
13562.50	1.10901
15500.00	1.09103
17437.50	1.07388
19375.00	1.05824
21312.50	1.04352
23250.00	1.02930
25187.50	1.01535
27125.00	0.99932
29062.50	0.98347
31000.00	0.96920
33557.50	0.95331
36115.00	0.93812
38672.50	0.92443
41230.00	0.91194
43787.50	0.90044
46345.00	0.88966
48902.50	0.87948
51460.00	0.86988
54017.50	0.86088
56575.00	0.85245

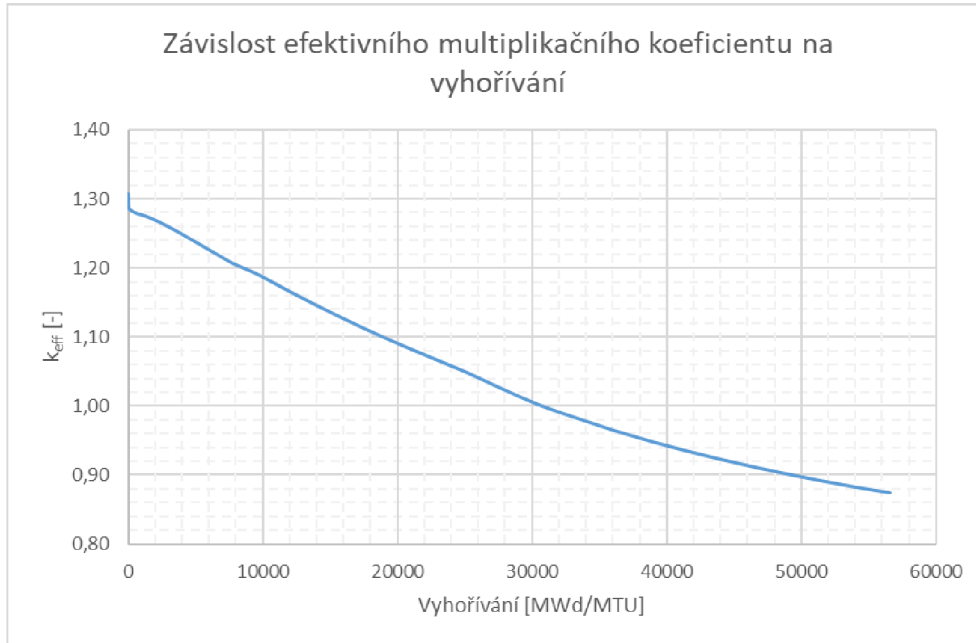
Obr. 6 Výstupní hodnoty UwB_1

6.5 Výsledky simulace

Při výběru slitin jsem vycházel z odborných článků. Hledal jsem takové slitiny, které už prošly různými výzkumy jako třeba výzkumy fyzikálních vlastností a jinými testy.

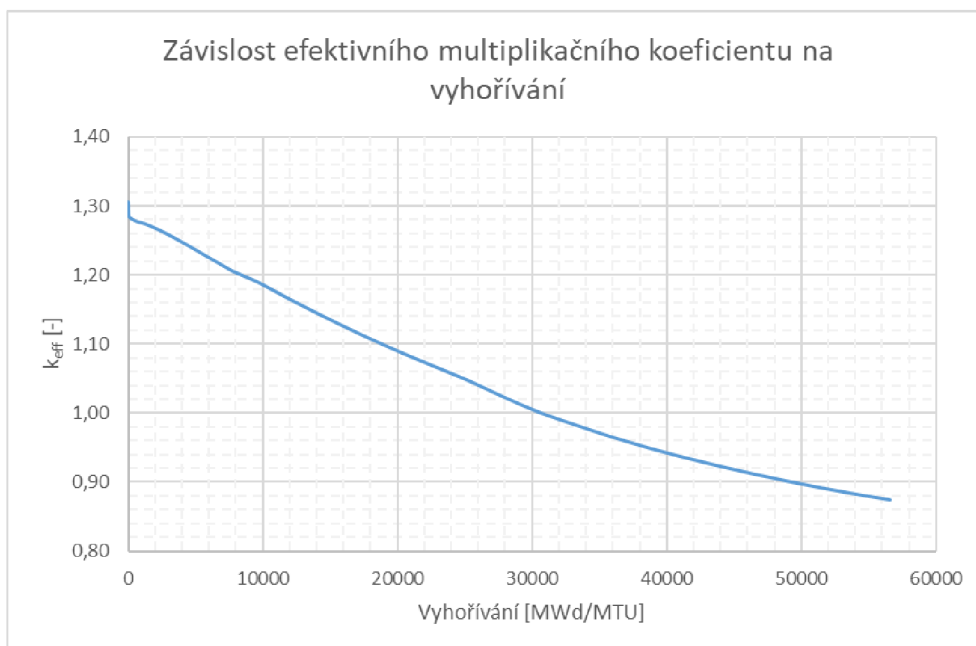
Vybral jsem dohromady sedm různých typů pokrytí. Dva typy pokrytí jsou založeny na slitině E110 a ZIRLO™, ty budou sloužit k porovnání.

Prvním výběrem je pokrytí paliva slitinou E110. Tato slitina byla navržena v Rusku a úspěšně funguje v reaktorech VVER. Slitina obsahuje mimo zirkonia i 1 % niobu.



Obr. 7 k_{eff} pro slitinu E110

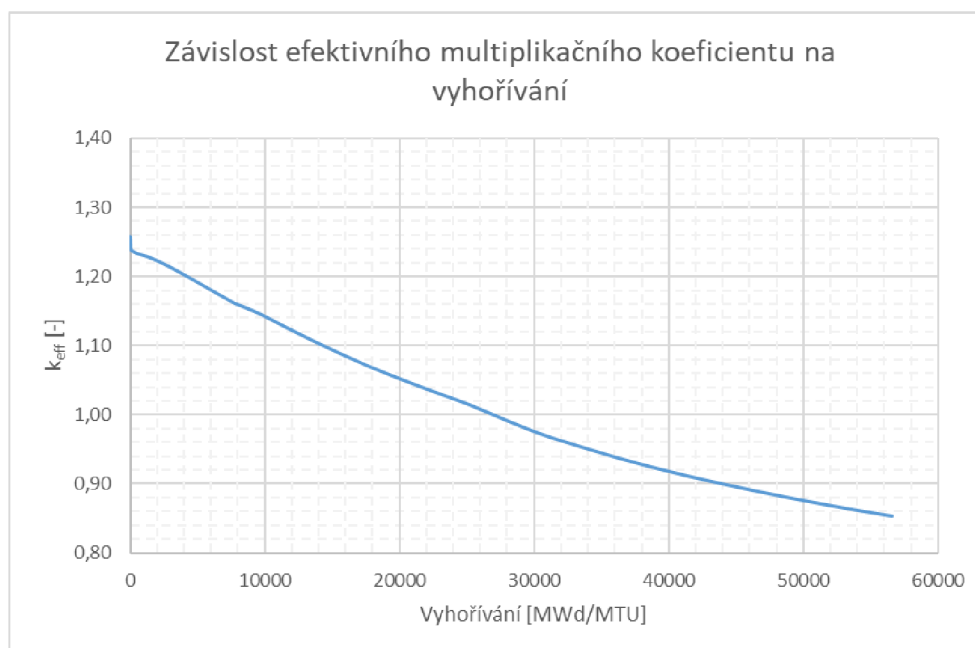
Jako další slitina, která se používá na pokrytí paliva je ZIRLO™, se kterou přišel americký Westinghouse pro reaktory PWR. Slitina ZIRLO™ obsahuje stejně jako ruská slitina E110 niob. Dále zde můžeme najít 1% cínu a 0,1% železa.



Obr. 8 k_{eff} pro slitinu ZIRLO™

Na světě je mnoho výzkumných zařízení, kde aktuálně zkoumají a testují jaderné palivo pokryté slitinou zirkonia s vrstvou chromu. Například francouzská společnost Framatome, která potvrdila, že vrstva chromu může poskytnout významné výhody. Jak co se týká opotřebení, tak i v náchylnosti ke korozi. [9]

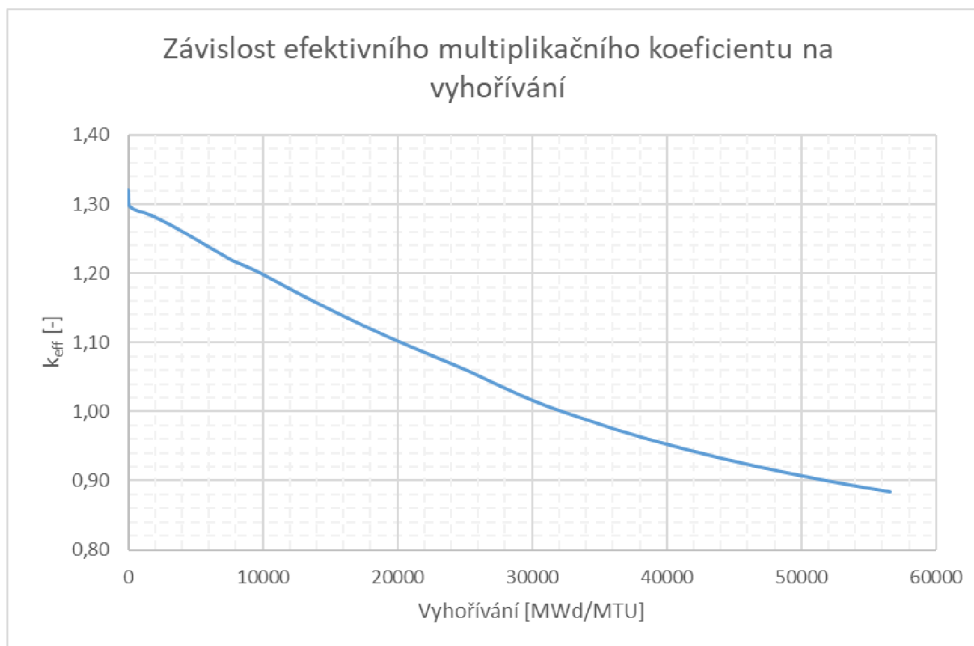
Hodnota koeficientu v okamžiku vložení paliva do reaktoru byla $k_{eff} = 1,258$. Na konci pětileté kampaně tato hodnota poklesla na $k_{eff} = 0,853$. Z výsledků můžeme vidět pokles hodnot přidáním vrstvy chromu na slitinu E110.



Obr. 9 k_{eff} pro slitinu E110 s vrstvou Cr

Mezi další pokrokový materiál patří určitě karbid křemíku (SiC). Ten se prokázal vyšší teplotou tání, vyšší odolností proti oxidaci a dalšími výhodami oproti tradičním slitinám. Při testování se však narazilo i na jeden problém. Při experimentu, kdy se testovalo chování dlouhodobého rozpouštění, při teplotě 360°C po dobu 90 dnů se zjistilo že váha vzorku byla na začátku vyšší. [4]

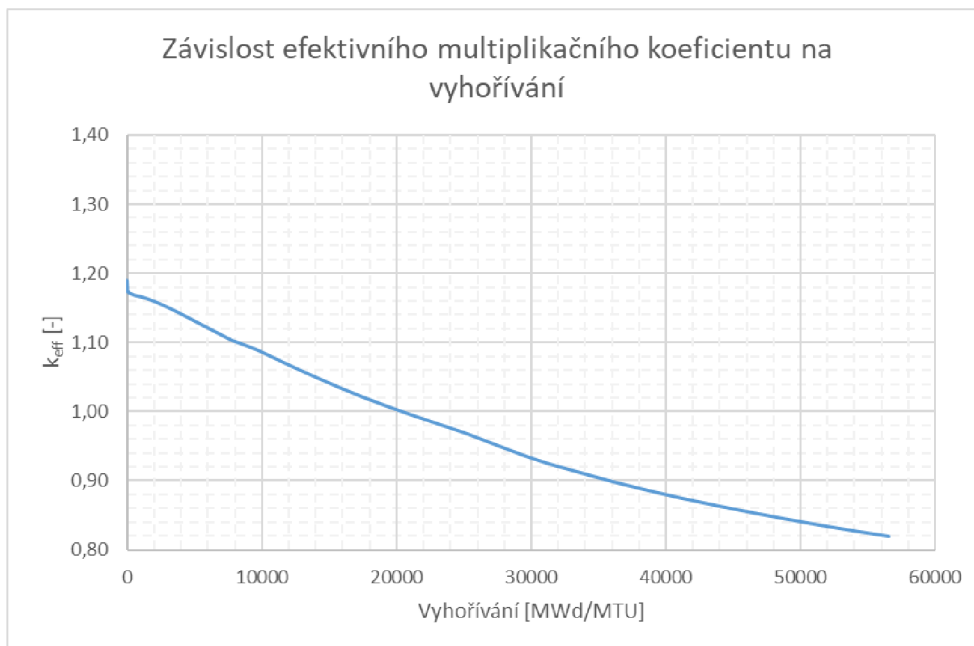
Materiál SiC si vedl v simulaci programu UwB₁ asi nejlépe, co se týče hodnot v porovnání se slitinou E110 a ZIRLOTM.



Obr. 10 k_{eff} pro slitinu SiC

Také slitina na bázi železa FeCrAl byla zkoumána s úspěchem. Vědci zjistili že slitina vydrží teplotu až 1 500 K a dokáže zpomalit rychlost degradace paliva. Přidané materiály, jako je chrom, jsou prospěšné pro odolnost proti oxidaci za vysokých teplot, ale na druhou stranu může vést k potenciálnímu zkrěhnutí za normální provozní teploty. Hliník také může přidat na výkonosti proti oxidaci, ale zvyšuje obtížnost výroby. Existuje mnoho dalších druhů slitin. Vybral jsem si složení 69,52% Fe, 23,5% Cr, 5,8% Al, 0,08% C, 0,4% Mn, 0,7% Si. [4]

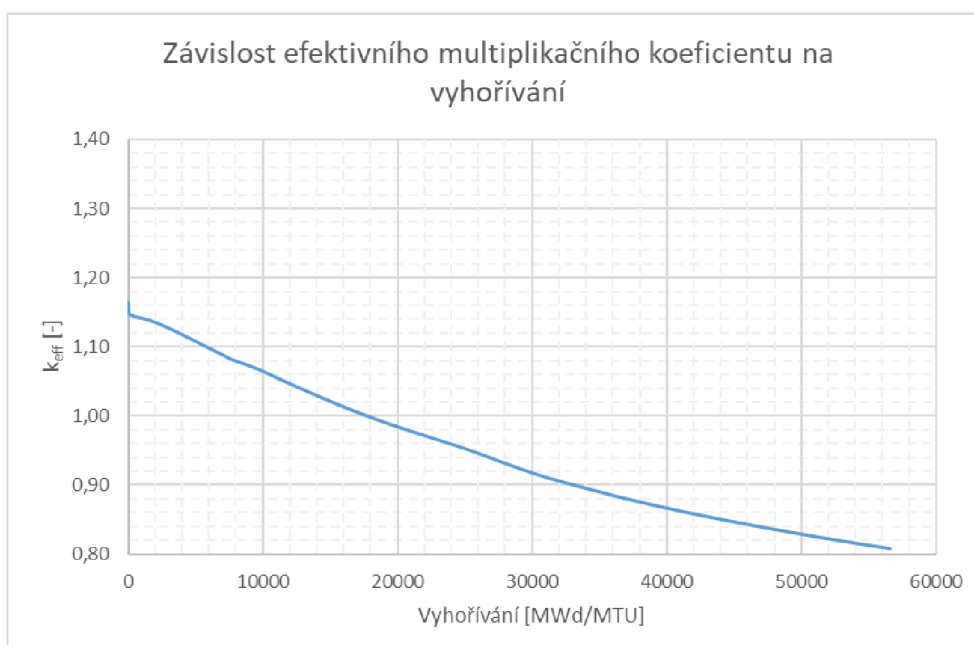
Slitina FeCrAl si při simulaci nevedla moc dobře oproti jiným používaným slitinám. Koeficient byl při vložení paliva $k_{eff} = 1,189$. Na konci kampaně koeficient klesl na hodnotu $k_{eff} = 0,819$.



Obr. 11 k_{eff} pro slitinu FeCrAl

Materiál Ti_3SiC_2 jakožto zástupce „MAX phase“ materiálů je vhodný pro pokrytí díky vyšší tepelné vodivosti, vyšší teploty tání a dobré vlastnosti v tahu. Některé testy ale odhalily nízkou oxidační odolnost. [4]

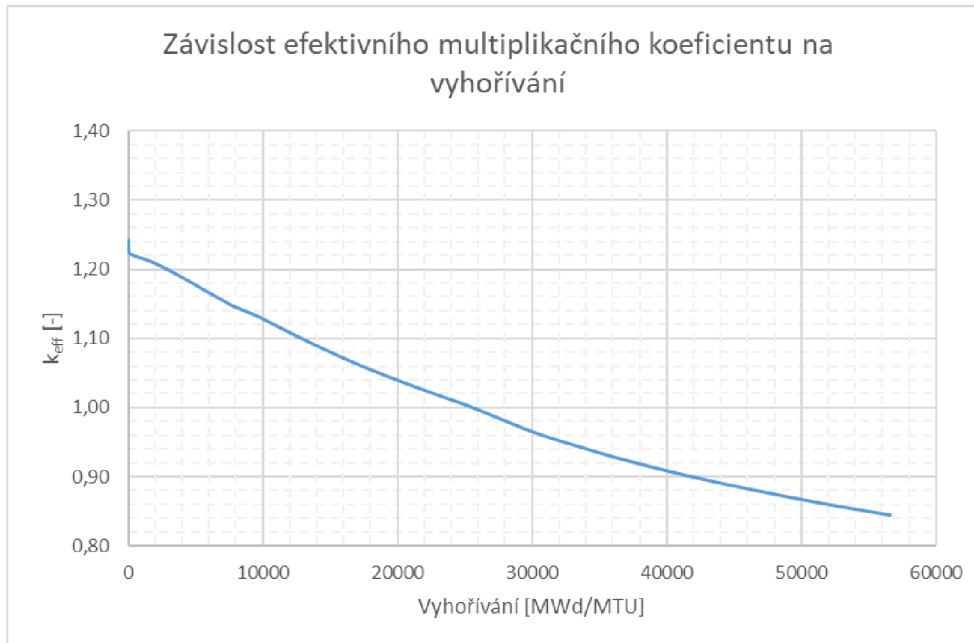
Stejně jako slitina FeCrAl si materiál Ti_3SiC_2 moc dobře nevedl. Hodnota efektivního multiplikačního koeficientu byla na začátku $k_{eff} = 1,164$ a na konci $k_{eff} = 0,808$.



Obr. 12 k_{eff} pro slitinu Ti_3SiC_2

Jako poslední možnost jsem si zvolil vícesložkové pokrytí. Toto vícesložkové pokrytí se skládá ze slitiny zirkonia. V mém případě jsem použil slitinu E110, dále se zde nachází vrstva CrN, která je tlustá 5 μm . Jako poslední vrstva je zde vrstva chromu o tloušťce 15 μm . [13]

Vložení do simulace jsme došli k výsledku, že koeficient byl na začátku $k_{eff} = 1,241$. Poté klesl po pěti letech na hodnotu $k_{eff} = 0,845$.



Obr. 13 k_{eff} pro slitinu E110 s vrstvou CrN a vrstvou Cr

7. ZÁVĚR

V první části mé bakalářské práce jsem se zabýval rešerší týkající se oblasti jaderného paliva. Kde jsem popsal formy jaderného paliva společně s požadavky na vhodné pokrytí paliva. Následně jsem popsal zirkonium a jeho slitiny používané v jaderných elektrárnách.

V druhé části jsem navázal na problém jaderných paliv a s tím spojený vývoj vylepšených konceptů jaderných paliv, které mají být odolné proti nehodám, která mají zkratku ATF. Cílem ATF má být silnější oxidační odolnost, a velmi nízká až žádná rychlost uvolňování hořlavého vodíku. Dále je vyžadována mechanická pevnost a lepší přenos tepla.

Prošel jsem různé články a vědecké dokumenty, které se týkají vývoje po celém světě a zjistil jsem, že spousta společností má podobné názory na některé koncepty. Mezi první z nich můžeme řadit slitinu zirkonia s ochrannou vrstvou chromu. Jako druhá možnost se řadí pokrytí karbidem křemíku (SiC). Další materiály, co se zkoumají jsou například FeCrAl a Ti_3SiC_2 . Tyto koncepty si vedly u testů od různých společností dobře, proto jsem je vybral ke zkoumání v mé praktické části.

V poslední části jsem pomocí kódu UWB₁ nasimuloval až sedm různých konceptů. Dva z nich mají pokrytí složeno ze slitin používaných běžně v současné době. Ruská slitina E110 a americká ZIRLOTM. K porovnání jsem také použil pětiletý cyklus, abych se přiblížil podmínkám, které jsou v dukovanské jaderné elektrárně. Zbylých pět konceptů jsou: slitina E110 s vrstvou chromu, FeCrAl, Ti_3SiC_2 , SiC a vícevrstvý koncept složený z E110+CrN+Cr. Výsledkem simulace bylo zjištění závislosti efektivního multiplikačního koeficientu na vyhořívání.

Z hodnot jsem vytvořil grafy.

U grafu, kde slitina zirkonia obsahuje ochrannou vrstvu chromu jde vidět, že hodnota multiplikačního koeficientu o trochu klesla oproti slitině bez ochranné vrstvy. U hodnot, kdy je slitina zirkonia nahrazena slitinou FeCrAl, nebo slitinou Ti_3SiC_2 je tento rozdíl větší. Při porovnání hodnot používaných slitin a slitin ve výzkumu má nejlepší výsledky karbid křemíku (SiC). Hodnota multiplikačního koeficientu k_{eff} karbidu křemíku (SiC) nabývá podobných hodnot jako u slitiny E110 a ZIRLOTM.

Z návrhů bych doporučil na základě simulací vyhořívání pro další experimenty jaderné palivo z pelety UO₂ s pokrytím SiC. Karbid křemíku má při porovnání se slitinami zirkonia malý průřez absorpce neutronů, vyšší odolnost proti oxidaci, vyšší teplotu tání. U této slitiny by se ale musel nejdříve vyřešit problém s chováním ve vodě s teplotou odpovídající teplotě vody v reaktoru, kdy hmotnost karbidu křemíku časem klesá.

Literatura

- [1] DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické v Praze, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.
- [2] Typy jaderného paliva. Atominfo.cz [online]. 2016 [cit. 2020-12-23]. Dostupné z: <https://atominfo.cz/2016/06/typy-jaderneho-paliva/>
- [3] Zirkonium. Prvky.com [online]. c2009-2017 [cit. 2020-12-23]. Dostupné z: <http://www.prvky.com/40.html#vlastnosti>
- [4] QIU, Bowen, Jun WANG, Yangbin DENG, Mingjun WANG, Yingwei WU a S.Z. QIU. A review on thermohydraulic and mechanical-physical properties of SiC, FeCrAl and Ti₃SiC₂ for ATF cladding. ScienceDirect [online]. 2020, 1-13 [cit. 2021-5-19]. ISSN 1738-5733. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573319303225#bib68>
- [5] Zirkonium. In: *Prvky.com* [online]. c2009-2017 [cit. 2021-03-03]. Dostupné z: <http://www.prvky.com/images/zirkonium.png>
- [6] SHANNON M. BRAGG-SITTON. *Light Water Reactor Sustainability Program* [online]. 1. U.S. Department: Idaho National Laboratory, 2012 [cit. 2021-04-20]. ISBN INL/MIS-12-25696. Dostupné z: https://lwrs.inl.gov/Advanced%20Light%20Water%20Reactor%20Nuclear%20Fuels/AdvLWRNucFuelCladdingSys_TPP_December2012.pdf
- [7] Orientační složení nejvíce používaných zirkoniových slitin. In: Pro Atom web [online]. 2009 [cit. 2020-12-23]. Dostupné z: <http://proatom.luksoft.cz/grafika/zirkon-slitiny-tabulka.jpg>
- [8] Zirconium alloy. In: Wikipedia: the free encyclopedia [online]. San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2020 [cit. 2020-12-23]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/Zirconium_alloy#cite_ref-LWRTTP_10-0
- [9] AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-coated M5 cladding. ScienceDirect [online]. 2018 [cit. 2021-01-01]. ISSN 1738-5733. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573317307945#fig2>
- [10] J. Bischoff, C. Delafoy, N. Chaari, C. Vauglin, K. Buchanan, et al. Cr-coated cladding development at Framatome. Topfuel 2018 - Light Water Reactor (LWR) Fuel Performance Meeting 2018, Sep 2018, Prague, Czech Republic. (cea-02328963)
- [11] Adopting ATF. Neimagazine [online]. 2018, 3 [cit. 2021-01-02]. Dostupné z: https://www.westinghousenuclear.com/Portals/0/operating%20plant%20services/fuel/NEI_Westinghouse0918_REPRINT.pdf
- [12] ROSATOM plans accident-tolerant fuel loading. World-nuclear-news [online]. 2019 [cit. 2021-01-03]. Dostupné z: <https://world-nuclear-news.org/Articles/ROSAATOM-plans-accident-tolerant-fuel-loading>

- [13] KREJČÍ, Jakub, Jitka KABÁTOVÁ, František MANOCH, et al. Development and testing of multicomponent fuel cladding with enhanced accidental performance. ScienceDirect [online]. 2020, 597-609 [cit. 2021-5-19]. ISSN 1738-5733. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573319303432>
- [14] China begins testing ATF fuel. Nuclear Engineering International [online]. 2019 [cit. 2021-01-03]. Dostupné z: <https://www.neimagazine.com/news/newschina-begins-testing-atf-fuel-6956476>
- [15] KIM, Hyun-Gil, Jae-Ho YANG, Weon-Ju KIM a Yang-Hyun KOO. Development Status of Accident-tolerant Fuel for Light Water Reactors in Korea. ScienceDirect [online]. 2016 [cit. 2021-1-3]. Dostupné z: <https://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1738573315002612>
- [16] *WebElements* [online]. UK: Winter, c1993-2021 [cit. 2021-5-14]. Dostupné z: <https://www.webelements.com/>
- [17] Live Chart of Nuclides. *International Atomic Energy Agency* [online]. Vienna: IAEA – Nuclear Data Section, c2009-2021 [cit. 2021-5-14]. Dostupné z: <https://nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>
- [18] LOVECKÝ, Martin. *Zvyšování účinnosti jaderného paliva použitím vyhořívajících absorbátorů*. Plzeň, 2016. Autoreferát dizertační práce. Západočeská univerzita v Plzni, Fakulta elektrotechnická Katedra elektroenergetiky a ekologie. Vedoucí práce doc. Ing. Radek Škoda, Ph.D.
- [19] LOVECKÝ, Martin. *UwB₁ User's Manual*. Plzeň, 2017. Manuál. Faculty of electrical engineering, University of West Bohemia
- [20] Six Factor Formula – Effective Multiplication Factor. Nuclear Power [online]. [cit. 2021-5-17]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.net/nuclear-power/reactor-physics/nuclear-fission-chain-reaction/six-factor-formula-effective-multiplication-factor/>

Přílohy

Vstupní soubor A

```
uwbl E110 depletion test
6
50000
5
205
2
0.38 0.455
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.75000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.88250E+03
1 0 0
1 2 2
900.0 625.0 578.0
"/home/xbily101/uwbllibs/"
4
12
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
117 1039 400900 2.22850E-02 nuclear densities in region 2 (clad)
118 1041 400910 4.80630E-03
119 1042 400920 7.26664E-03
121 1044 400940 7.20716E-03
123 1046 400960 1.13687E-03
124 1081 410930 4.23506E-04
304 2594 721740 1.08579E-08
305 2596 721760 3.52894E-07
306 2597 721770 1.24081E-06
307 2600 721780 1.80962E-06
308 2603 721790 8.98426E-07
309 2606 721800 2.30114E-06
1 1 10010 5.01551E-02 nuclear densities in region 4 (mod)
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
eof

prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsg - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
```

Vstupní soubor B

```
uwbi ZIRLOTH depletion test
6
50000
5
205
2
0.38 0.455
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.75000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.90750E+03
1 0 0
1 2 2
900.0 625.0 578.0
~/home/xbily101/uwbi1libs/"
4
26
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
59 523 260540 4.26707E-06
60 525 260560 6.45944E-05
61 526 260570 1.46555E-06
62 527 260580 1.91679E-07
117 1039 400900 2.21000E-02
118 1041 400910 4.76641E-03
119 1042 400920 7.20633E-03
121 1044 400940 7.14734E-03
123 1046 400960 1.12743E-03
124 1081 410930 3.39077E-04
170 1531 501120 3.41331E-06
172 1534 501140 2.28172E-06
173 1535 501150 1.16520E-06
174 1536 501160 4.94001E-05
175 1537 501170 2.58696E-05
176 1539 501180 8.08924E-05
177 1540 501190 2.84481E-05
178 1542 501200 1.06998E-04
179 1545 501220 1.49561E-05
181 1548 501240 1.84010E-05
304 2594 721740 1.08666E-08
305 2596 721760 3.53177E-07
306 2597 721770 1.24181E-06
307 2600 721780 1.81107E-06
308 2603 721790 8.99146E-07
309 2606 721800 2.30298E-06
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
eof
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsng - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=-square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbi libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (mod)
```

Vstupní soubor C

```
uwbl Cr 15um depletion test
6
50000
5
205
3
0.38 0.455 0.47
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.00000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.88250E+03
1 0 0 0
1 2 2 2
900.0 625.0 625.0 578.0
"/home/xbily01/uwbllibs/"
4
12
4
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
117 1039 400900 2.22850E-02
118 1041 400910 4.80630E-03
119 1042 400920 7.26664E-03
121 1044 400940 7.20716E-03
123 1046 400960 1.13687E-03
124 1081 410930 4.23506E-04
304 2594 721740 1.08579E-08
305 2596 721760 3.52894E-07
306 2597 721770 1.24081E-06
307 2600 721780 1.80962E-06
308 2603 721790 8.98426E-07
309 2606 721800 2.30114E-06
54 463 240500 3.76677E-03
55 465 240520 6.98491E-02
56 466 240530 7.77070E-03
57 467 240540 1.89849E-03
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (clad)
nuclear densities in region 4 (mod)
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsg - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=-square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (clad)
number of nuclides in region 4 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (clad)
nuclear densities in region 4 (mod)
eof
```

Vstupní soubor D

```
uwbl SiC depletion test
6
50000
5
205
2
0.38 0.455
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.00000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.88250E+03
1 0 0
1 2 2
900.0 625.0 578.0
"/home/xbily01/uwbllibs/"
4
4
4
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
12 55 60120 4.82562E-02
24 209 140280 4.46375E-02
25 210 140290 2.18840E-03
26 211 140300 1.39461E-03
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (mod)
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsg - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (mod)
nuclear densities in region 4 (mod)
eof
```

Vstupní soubor E

```

uwbl FeCrAl depletion test
6
50000
5
205
2
0.38 0.455
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.75000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.82500E+03 1.82500E+03 1.82500E+03
1 0 0
1 2 2
900.0 625.0 578.0
"/home/xbily101/uwbllibs/"
4
14
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
12 55 60120 2.95776E-04
23 187 130270 9.53708E-03
24 209 140280 1.02382E-03
25 210 140290 5.01937E-05
26 211 140300 3.19872E-05
54 463 240500 9.07007E-04
55 465 240520 1.68191E-02
56 466 240530 1.87112E-03
57 467 240540 4.57142E-04
58 494 250550 3.23029E-04
59 523 260540 3.34226E-03
60 525 260560 5.05948E-02
61 526 260570 1.14792E-03
62 527 260580 1.50136E-04
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
eof
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsng - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (mod)

```

Vstupní soubor F

```

uwbl Ti3SiC2 depletion test
6
50000
5
205
2
0.38 0.455
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.75000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.82500E+03 1.82500E+03 1.82500E+03
1 0 0
1 2 2
900.0 625.0 578.0
"/home/xbily101/uwbllibs/"
4
9
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
12 55 60120 2.78425E-02
24 209 140280 1.28773E-02
25 210 140290 6.31324E-04
26 211 140300 4.02327E-04
47 409 220460 3.58577E-03
48 410 220470 3.16490E-03
49 411 220480 3.07081E-02
50 412 220490 2.20751E-03
51 413 220500 2.07147E-03
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
eof
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsng - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (mod)

```

Vstupní soubor G

```

uwbl Cr+CrN depletion test
6
50000
5
205
4
0.38 0.455 0.46 0.475
0.6375
2
49
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 4.00000E+00 5.00000E+00 1.00000E+01 1.50000E+01 2.00000E+01 2.50000E+01 3.75000E+01
5.00000E+01 6.25000E+01 7.50000E+01 8.75000E+01 1.00000E+02 1.12500E+02 1.25000E+02 1.37500E+02 1.50000E+02 1.62500E+02
1.75000E+02 1.87500E+02 2.00000E+02 2.12500E+02 2.25000E+02 2.37500E+02 2.50000E+02 3.12500E+02 3.75000E+02 4.37500E+02
5.00000E+02 5.62500E+02 6.25000E+02 6.87500E+02 7.50000E+02 8.12500E+02 8.75000E+02 9.37500E+02 1.00000E+03 1.08250E+03
1.16500E+03 1.24750E+03 1.33000E+03 1.41250E+03 1.49500E+03 1.57750E+03 1.66000E+03 1.74250E+03 1.82500E+03 1.82500E+03
1 0 0 0
1 2 2 2
900.0 625.0 625.0 625.0 578.0
"/home/xbilyl01/uwbllibs/"
4
12
6
4
4
15 86 80160 4.88242E-02
16 87 80170 1.11906E-04
362 3514 922350 1.08519E-03
365 3518 922380 2.33916E-02
117 1039 400900 2.22850E-02
118 1041 400910 4.80630E-03
119 1042 400920 7.26664E-03
121 1044 400940 7.20716E-03
123 1046 400960 1.13687E-03
124 1081 410930 4.23506E-04
304 2594 721740 1.08579E-08
305 2596 721760 3.52894E-07
306 2597 721770 1.24081E-06
307 2600 721780 1.80962E-06
308 2603 721790 8.98426E-07
309 2606 721800 2.30114E-06
13 70 70140 3.36496E-02
14 71 70150 1.16027E-04
54 463 240500 2.67952E-03
55 465 240520 4.96877E-02
56 466 240530 5.52775E-03
57 467 240540 1.35051E-03
54 463 240500 3.76677E-03
55 465 240520 6.98491E-02
56 466 240530 7.77070E-03
57 467 240540 1.89849E-03
1 1 10010 5.01551E-02
10 41 50100 4.98826E-06
11 42 50110 2.00784E-05
15 86 80160 2.50775E-02
eof
prl_threads - number of threads
npg - number of neutrons per generation
nsng - number of skipped neutron generations
tnng - total number of neutron generations
n_ccregion - number of concentric cylinder regions
rccregion - concentric cylinder region radii
hpitch - half pitch
lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
idepl - number of depletion intervals
depl_power - irradiation power
depl_time - irradiation days
depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
folder with uwbl libraries
number of nuclides in region 1 (fuel)
number of nuclides in region 2 (clad)
number of nuclides in region 3 (clad)
number of nuclides in region 4 (clad)
number of nuclides in region 5 (mod)
nuclear densities in region 1 (fuel)
nuclear densities in region 2 (clad)
nuclear densities in region 3 (clad)
nuclear densities in region 4 (clad)
nuclear densities in region 5 (mod)

```

Tabulky relativních atomových hmotností použitých materiálů

E110			ZIRLO			Cr			SiC			FeCrAl			Ti3SiC2			Cr+CrN		
Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%	Izotop	Ar	%
⁹⁰ Zr	89,9047	51,45	⁹⁰ Zr	89,9047	51,45	⁵⁰ Cr	49,9460	4,35	¹² C	12,0000	100,00	⁵⁴ Fe	53,9396	5,85	¹² C	12,0000	100,00	⁵⁰ Cr	49,9460	4,35
⁹¹ Zr	90,9056	11,22	⁹¹ Zr	90,9056	11,22	⁵² Cr	51,9405	83,79	²⁸ Si	27,9769	92,23	⁵⁶ Fe	55,9349	91,75	²⁸ Si	27,9769	92,23	⁵² Cr	51,9405	83,79
⁹² Zr	91,9050	17,15	⁹² Zr	91,9050	17,15	⁵³ Cr	52,9407	9,50	²⁹ Si	28,9765	4,68	⁵⁷ Fe	56,9354	2,12	²⁹ Si	28,9765	4,68	⁵³ Cr	52,9407	9,50
⁹⁴ Zr	93,9063	17,38	⁹⁴ Zr	93,9063	17,38	⁵⁴ Cr	53,9389	2,37	³⁰ Si	29,9738	3,09	⁵⁸ Fe	57,9333	0,28	³⁰ Si	29,9738	3,09	⁵⁴ Cr	53,9389	2,37
⁹⁶ Zr	95,9083	2,80	⁹⁶ Zr	95,9083	2,80							⁵⁰ Cr	49,9460	4,35	⁴⁶ Ti	45,9526	8,25	¹⁴ N	14,0031	99,63
⁹³ Nb	92,9064	100,00	⁹³ Nb	92,9064	100,00							⁵² Cr	51,9405	83,79	⁴⁷ Ti	46,9518	7,44	¹⁵ N	15,0001	0,37
¹⁷⁴ Hf	173,9400	0,16	¹⁷⁴ Hf	173,9400	0,16							⁵³ Cr	52,9407	9,50	⁴⁸ Ti	47,9479	73,72			
¹⁷⁶ Hf	175,9414	5,26	¹⁷⁶ Hf	175,9414	5,26							⁵⁴ Cr	53,9389	2,37	⁴⁹ Ti	48,9479	5,41			
¹⁷⁷ Hf	176,9432	18,60	¹⁷⁷ Hf	176,9432	18,60							²⁷ Al	26,9815	100,00	⁵⁰ Ti	49,9448	5,18			
¹⁷⁸ Hf	177,9437	27,28	¹⁷⁸ Hf	177,9437	27,28							¹² C	12,0000	100,00						
¹⁷⁹ Hf	178,9458	13,62	¹⁷⁹ Hf	178,9458	13,62							⁵⁵ Mn	54,9380	100,00						
¹⁸⁰ Hf	179,9465	35,08	¹⁸⁰ Hf	179,9465	35,08							²⁸ Si	27,9769	92,23						
			⁵⁴ Fe	53,9396	5,85							²⁹ Si	28,9765	4,68						
			⁵⁶ Fe	55,9349	91,75							³⁰ Si	29,9738	3,09						
			⁵⁷ Fe	56,9354	2,12															
			⁵⁸ Fe	57,9333	0,28															
			¹¹² Sn	111,9048	0,97															
			¹¹⁴ Sn	113,9028	0,66															
			¹¹⁵ Sn	114,9033	0,34															
			¹¹⁶ Sn	115,9017	14,54															
			¹¹⁷ Sn	116,9030	7,68															
			¹¹⁸ Sn	117,9016	24,22															
			¹¹⁹ Sn	118,9033	8,59															
			¹²⁰ Sn	119,9022	32,58															
			¹²² Sn	121,9034	4,63															
			¹²⁴ Sn	123,9053	5,79															