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

INOVATIVNÍ JADERNÁ PALIVA A VÝPOČET JEJICH VYHOŘÍVÁNÍ

INNOVATIVE NUCLEAR FUELS AND SIMULATION OF THEIR BURN-UP

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE — Vojtěch Pibil

AUTHOR

VEDOUCÍ PRÁCE — doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

SUPERVISOR

BRNO 2024

VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ
FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ

Bakalářská práce

bakalářský studijní program **Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

Ústav elektroenergetiky

Student: Vojtěch Pibil ***ID:*** 240414

Ročník: 3 ***Akademický rok:*** 2023/24

NÁZEV TÉMATU:

Inovativní jaderná paliva a výpočet jejich vyhořívání

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Zpracujte problematiku pokročilých jaderných paliv, zejména s ohledem na havarijně odolná paliva a inovativní palivové matrice.
2. Detailně zpracujte problematiku paliva na bázi telluridů uranu.
3. Vytvořte model palivového proutku a simulujte vyhořívání vybraných telluridových paliv.
4. Proveďte výpočty zaměřené na dlouhodobé chování paliva, na možnost použití vyššího obohacení uranu či na přirozené vlastnosti některých paliv tvořit vyhořívající absorbátory.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

doporučená literatura podle pokynů vedoucího a konzultanta závěrečné práce

Termín zadání: 5.2.2024 ***Termín odevzdání:*** 29.5.2024

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

Konzultant: Ing. Peter Mičian

prof. 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

Práce se zabývá pokročilými jadernými palivy se zvýšenou havarijní tolerancí. V práci jsou shrnuty řešení výrobců jaderných paliv, jsou popsány jejich problémy a výhody oproti aktuálně používanému palivu. V další části se provádějí výpočty na palivu z telluridů a germanidů uranu. Z výsledků těchto výpočtů se následně určí, jestli se některý z izotopů telluru nebo germania chová jako vyhořívající absorbátor.

KLÍČOVÁ SLOVA

jaderné palivo, havarijně odolná paliva, UWB1, vyhořívající absorbátory, telluridy uranu, germanidy uranu

ABSTRACT

The thesis deals with advanced nuclear fuels with increased accident tolerance. The work summarizes the solutions of nuclear fuel manufacturers, describes their problems and advantages over the currently used fuel. In the next part, calculations are performed on uranium tellurides and germanides fuels. The results of these calculations are then used to determine whether any of the tellurium or germanium isotopes behave as a burnable absorber.

KEYWORDS

nuclear fuel, accident tolerant fuels, UWB1, burnable absorbers, uranium tellurides, uranium germanides

Vysázeno pomocí balíčku `thesis` verze 4.09; `https://latex.fekt.vut.cz/`

PIBIL, Vojtěch. *Inovativní jaderná paliva a výpočet jejich vyhořívání*. Bakalářská práce. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, Ústav elektroenergetiky, 2024. Vedoucí práce: doc. Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Prohlášení autora o původnosti díla

Jméno a příjmení autora:	Vojtěch Pibil
VUT ID autora:	240414
Typ práce:	Bakalářská práce
Akademický rok:	2023/24
Téma závěrečné práce:	Inovativní jaderná paliva a výpočet jejich vyhořívání

Prohlašuji, že svou závěrečnou práci jsem vypracoval samostatně pod vedením vedoucí/ho závěrečné práce a s použitím odborné literatury a 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/nebo majetkových a jsem si plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., o právu autorském, o právech souvisejících s právem autorským a o změně některých zákonů (autorský zákon), ve znění pozdějších předpisů, včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení části druhé, hlavy VI. díl 4 Trestního zákoníku č. 40/2009 Sb.

Brno ....

podpis autora*

*Autor podepisuje pouze v tištěné verzi.

PODĚKOVÁNÍ

Rád bych poděkoval panu doc. Ing. Karlu Katovskému Ph.D. za vedení bakalářské práce, za rady, konzultace a trpělivost. Také bych chtěl poděkovat panu Ing. Peteru Mičianovi za rady k programu UWB.

Obsah

Úvod **19**

1 Inovativní a havarijně odolné palivo **21**
1.1 Pokrytí . . . 21
1.1.1 Povlak na palivovém proutku ze slitiny zirkonia . . . 22
1.1.2 FeCrAl pokrytí . . . 23
1.1.3 Pokrytí z karbidu křemíku . . . 24
1.1.4 Molybdenové pokrytí . . . 26
1.2 Palivové pelety . . . 27
1.2.1 Dopované pelety UO_2 . . . 28
1.2.2 Nitridy uranu . . . 28
1.2.3 Silicidy uranu . . . 29
1.2.4 Karbidy uranu . . . 30
1.2.5 TRISO-SiC kompozitové pelety . . . 30
1.2.6 Slitiny uranu . . . 32
1.3 Komponenty aktivní zóny . . . 32
1.4 Shrnutí řešení výrobců paliva . . . 33

2 Výpočty vyhořívání telurridu uranu **35**
2.1 Vyhořívající absorbátory . . . 35
2.2 Předpoklady výpočtu . . . 36
2.3 Přírodní izotopy telluru s obohacením uranu 5% . . . 38
2.4 Přírodní izotopy telluru s obohacením uranu 10% . . . 39
2.5 Zvýšený podíl ^{123}Te s obohacením uranu 10% . . . 41

3 Výpočty vyhořívání germanidu uranu **45**
3.1 Přírodní izotopy germania s obohacením uranu 5% . . . 46
3.2 Přírodní izotopy germania s obohacením uranu 10% . . . 46

Závěr **49**

Literatura **51**

Seznam symbolů a zkratek **57**

Seznam příloh **59**

A Hustota vody při 300°C a 15,7MPa **61**

B Vstupní soubor UWB1 **63**
B.1 U_2Ge_3 přírodní izotopy Ge obohacení 10% 63
B.2 UTe přírodní izotopy Te obohacení 10% 64

Seznam obrázků

1.1 ATF pokrytí vyvinuté GA, vícevrstvý kompozitní design z SiC kompozitního vlákna v matrici[1] 25
1.2 Vrstvy molybdenového pokrytí[12] 27
1.3 FCM palivo pro lehkovodní reaktory[15] 31
2.1 Srovnání paliva s VA a bez VA[4] 35
2.2 Celkové mikroskopické průřezy aktuálně používaných VA 36
2.3 Celkové účinné průřezy přírodních izotopů telluru 38
2.4 Vyhořívání sloučenin telluru s obohacením uranu 5% 39
2.5 Vyhořívání sloučenin telluru s obohacením uranu 10% 39
2.6 Průběh otrav během vyhořívání UTe_2 10% ^{235}U 40
2.7 Izotopy telluru během vyhořívání paliva UTe_2 10% ^{235}U 41
2.8 Uran a plutonium během vyhořívání UTe_2 10% ^{235}U 41
2.9 Vyhořívání UTe teluru s 1,5% ^{123}Te a 10% ^{235}U 42
2.10 Vyhořívání UTe_2, U_2Te_3 a U_3Te_4 teluru s 1,5% ^{123}Te a 10% ^{235}U . . 43
3.1 Celkové účinné průřezy přírodních izotopů germania 45
3.2 Vyhořívání sloučenin germania s obohacením uranu 5% 46
3.3 Vyhořívání sloučenin germania s obohacením uranu 10% 47
3.4 Izotopy germania během vyhořívání U_5Ge_3 s 10% ^{235}U 47
A.1 Hustota vody při 300°C a 15,7MPa 61

Seznam tabulek

1.1 Koncepty ATF ve vývoji dle výrobců 33
2.1 Hustoty telluridů a jejich parametry vyhořívání 37
2.2 Zastoupení izotopů telluru v přírodě 38
2.3 Podíl izotopů telluru při zvýšeném podílu ^{123}Te 42
3.1 Hustoty germanidů a parametry jejich vyhořívání 45
3.2 Zastoupení izotopů germania v přírodě 46

Úvod

Havárie jaderných elektráren Three Mile Island a Fukushima Daiichi ukázaly, že bezpečnost aktuálně užívaného paliva v určitých havarijních stavech není dostatečná. Proto začal vývoj paliva, které by zvýšilo havarijní odolnost. Jejich cílem není přímo zabránit havárii, ale prodloužit dobu, po kterou palivo havarijním podmínkám odolá bez poškození a nedojde k uvolnění štepných produktů.

Všechny firmy zabývající se výrobou jaderného paliva začaly s vývojem havarijně odolných paliv. Volba nových materiálů pro jaderné palivo není jednoduchá. Materiály musí splňovat přísné požadavky na mechanickou pevnost, chemickou stabilitu a stabilitu při ozařování neutrony a gamma zářením. Materiály pokrytí musí mít nízký účinný průřez pro záchyt neutronů a dobrou tepelnou vodivost pro přenos tepla z pelet k chladivu. Zirkonium má v těchto ohledech dobré vlastnosti. Problém nastává při havarijních stavech, kdy může při ztrátě chlazení dojít ke vzniku vodíku oxidací zirkonia.

Cílem havarijně odolných paliv není pouze zlepšit chování paliva v havarijních stavech, ale zlepšit chování a ekonomiku normální provozu jaderných elektráren. Pro zlepšení ekonomiky provozu je nutné, aby se zásadně nezvyšovaly náklady na palivo. Při volbě pokrytí, které by umožnilo vyšší vyhoření paliva je nutné mít v peletách dostatek štěpitelného materiálu. Aktuální limit obohacení pro jaderná palivo energetických reaktorů je 5%. Bez zvýšení limitu je možné zvýšit množství štěpitelného materiálu zvýšením hustoty materiálu pelet.

Při zvýšení množství štěpitelného materiálu dojde ke zvýšení reaktivity, kterou ju nutné snížit. Snížení je možné provést přidáním vyhořívajícího absorbátoru. Vyhořívající absorbátor by snížil počáteční reaktivitu, ale s postupem času by došlo ke snižování množství absorbátoru záchytem neutronů. Cílem této práce je představit řešení havarijně odolných paliv na kterých probíhá výzkum. Výpočty v programu UWB1 na telluridech a germanidech uranu a jejich vyhodnocování bude zaměřeno na použití některých izotopů telluru a germania jako vyhořívající absorbátory.

1 Inovativní a havarijně odolné palivo

Palivo se zvýšenou havarijní tolerancí je definováno jako palivo, které zlepší chování jaderné elektrárny v normálním, abnormálním a havarijním stavu. Také je důležité myslet na co nejmenší množství vzniklého odpadu a ekonomiku provozu elektráren využívající toto palivo.[20]

Většina tlakovodních a varných energetických reaktorů využívají palivových souborů složených z pokrytí ze slitiny zirkonia a palivových pelet z oxidu uraničitého. Složení slitiny pokrytí se liší dle výrobce paliva a obohacení uranu se pohybuje do 5%. Tato koncepce byla za desetiletí používání zlepšována a je velmi spolehlivá za normálních provozních podmínek. Její hlavní nevýhody se projeví až při havarijních stavech zvláště při havárii se ztrátou chladiva (LOCA). Při ztrátě chladiva dojde k odhalení palivového souboru, zároveň dojde k poklesu tlaku a voda se začne opařovat. Pára způsobí vysokoteplotní oxidaci zirkonia, při které vzniká vodík a velké množství tepla, které může vést k poškození aktivní zóny.

Výzkum pokrytí i palivových pelet musí být proveden jak během normálního provozu reaktoru, tak při přechodných a havarijních stavech a ověřit zda bude palivo splňovat všechny požadavky pro dlouhodobé uložení paliva po vyjmutí z aktivní zóny. Je nutné nejdříve provést výzkum separátně na pokrytí a peletách a následně po nalezení nejlepších možností provést výzkum této kombinace.

1.1 Pokrytí

Na pokrytí paliva máme mnoho požadavků. Kromě toho, že chceme udržet ŠP uvnitř proutku a musí umožňovat dobrý přenos tepla, vysokou teplotu tání, nízký záchyt neutronů, stabilní i při dlouhodobém ozáření, chemicky kompatibilní s komponenty a látkami v aktivní zóně.[20]

Při použití kovového pokrytí musí umožňovat sváření, nebo jiný způsob připojení koncovek proutků se zajištěním hermetické těsnosti. Materiál musí být dostatečně mechanicky odolný z důvodu axiálního zvětšení rozměru pelet při provozu reaktoru, růstu tlaku uvnitř proutku kvůli uvolňování plynných štěných produktů a zároveň by s peletami a štěpnými produkty neměl chemicky reagovat.

V případě abnormálních a havarijních stavů, zváště LOCA havarijí je hlavní požadavek na snížení oxidace zirkonia. Toho lze dosáhnout nanesením ochranné vrstvy na dosud používaná zirkoniová pokrytí, nebo nahradit zirkonium za jiný materiál, u kterého k této oxidaci nedochází.

1.1.1 Povlak na palivovém proutku ze slitiny zirkonia

Kovové a kerarmické povlaky

Aktuálně používáné slitiny zirkonia se složením liší dle výrobce. Pokud chceme co nejvíce využít znalostí, které jsme získali za dekády používání pokrytí ze zirkonivých slitin, lze využít nanesení tenké vrstvy vhodného materiálu na povrch palivového proutku. Touto technologií nejsme limitování pouze na vnější povrch proutku, ale i na vnitřní povrch např. pro snížení propustnosti tritia, které nejsme schopni z vody odstranit. Nevýhodou tohoto řešení je, že celá havarijní odolnost závisí na právě na materiálu povlaku a jak spolehlivě jsme schopni tento materiál nanést na základ ze slitiny zirkonia.[9]

Materiály, na kterých probíhá výzkum pro toto použití se dájí rozdělit do dvou skupin

1. Metalické povlaky - Cr, slitiny Cr, FeCrAl
2. Keramické povlaky - nitridy, MAX

Nitridové keramické povlaky se používají na vytvrzení povrchů a zlepšení jejich oděruvzdornosti na vrtácích a obráběcích nástrojích, některé nitridy se využívají pro ochranu povrchu proti korozi. Díky tomu, že jsou využívané v průmyslu, jsou tyto materiály dostupné ve velkém měřítku. Zkratka MAX představuje vícevrstvé nitridy a karbidy, kde M jsou přechodné kov (např: Sc, Ti, V, Cr, Nb, Mo), A zastupuje prvky 13-16 skupiny prvků v periodické soustavě (např: Al, Si, Ga, Ge, As, Tl) a X zastupuje C nebo N. Některé tyto materiály jsou odolné vůči ionizujícímu záření a uvažuje se o jejich širším použití v jaderném průmyslu.[9]

Všechny zkoumané materiály vykazují vyšší tvrdost než zirkonium a jeho slitiny. Při dostatečné tloušťce povlakového materiálu tudíž dojde ke zvýšení odolnosti proutku vůči poškození.[9]

Z výsledků testů plyne, že povlak modifikuje hlavně povrchové vlastnosti pokrytí za předpokldu že je povlak dostatečně tenký. Pro povlaky do tloušťky 30 μm se neprojevuje ani zvýšení neutronového záchytu z důvodu, že materiály použité pro povlaky mají většinou větší mikroskopický průřez pro záchyt neutronu než zirkonium. Dalším parametrem, který tato technologie může ovlivnit je vedení tepla od pelet do chladiva. Tento problém není potřeba řešit, protože metalické povlaky mají dobrou tepelnou vodivost a keramické povlaky by při uvažované tloušťce do 10 μm neměli vedení tepla ovlivnit.[2]

Výsledky FeCrAl a Cr povlak naznačují že obě tyto řešení snižují vysokoteplotní oxidaci zirkonia a vznik vodíku. Zároveň nedochází k oddělování vrstvy povlaku od základu ze zirkonia. V případě MAX povlaku tlustého 12 μm Ti_2AlC došlo ke zvýšení odolnosti vůči oxidaci. V případě slabšího povlaku stejného materiálu již došlo ke vzniku prasklin. Při použití $TiAlC$ povlaku došlo k vzniku oxidů a hydroxidů,

tudíž nedošlo ke zvýšení odolnosti. V případě Cr_2AlC došlo ke vzniku hydroxidů hliníku, ale ukázala se vlastnost samoopravy povlaku v páře o teplotě 1000 °C.[23]

Pro výběr nejlepší varianty je nutné vědět, jak se dané kombinace pokrytí a pelet budou chovat v reaktoru za jmenovitých podmínek. Pro metalické povlaky se v krátké době po zavezení do reaktoru a uvedení na jmenovité parametry vytvoří oxidační povlak, který ještě zlepší parametry a potencionálně umožní provoz paliva na vyšší stupeň vyhoření jako se tomu stane při povlaku z čistého chromu. Pokud bude ale povlak moc tenký je možné, že ztrátou materiálu při této počáteční oxidaci dojde ke snížení havarijní odolnosti, která spolehá právě na stabilitu povlaku.[9]

Problémy mají i keramické povlaky, i zde je nutné provést detailnější testy. Například pro nitridy záleží na zastoupení Al, protože v prostředí reaktoru se může tvořit Al_2O_3, který je rozpustný ve vodě.[9]

Nanopolykrystalický diamantový povlak

Tato část vychází z [8]. Pro úpravu stavájícího pokrytí (Zircaloy2) byl použit polykrystalický vícevrstvý diamantový povlak. Tyto vrstvy by byly tvořeny krystalickým a amorfním uhlíkem. Výhodou tohoto řešení je, že diamant má velmi dobrou tepelnou vodivost, vydrží vysoké teploty, je časově stálý a je chemicky odolný. I jeho účinný průřez pro záchyt neutronů je nízký. Zároveň se diamantové povlaky používají v průmyslu pro zlepšení mechanických vlastnostní materiálů.

Při použití tohoto řešení by byl povlak 300 nm silný. Z provedených testů zaměřených na korozi, vysokoteplotní oxidaci a ozařování ionty železa se tento koncept ověřil. Pro nasazení do energetických reaktorů je však nutné provést další testy.

1.1.2 FeCrAl pokrytí

Použití pokrytí ze slitiny FeCrAl předpodkládá využití UO_2 pelet. Pro nasazení této kombinace je potřena vyřešit dva problémy. Prvním problémem je zvýšená absorbce neutronů oproti slitinám zirkonia. Druhým problémem je, že tato slitina netvoří stabilní hydridy jako je tomu v případě aktuálně používaného pokrytí. To může způsobit, že se tritium dostane skrz pokrytí do vody primárního okruhu a zatím neexistuje technologie, která by toto tritium dokázala z vody odstranit.[2]

První problém by se mohl vyřešit díky vyšší mechanické pevnosti této slitiny. Uvažuje se, že by stěna palivových proutků nemusela být tak silná jako u zirkoniových proutků. Tím by se mohl zvětšit průměr pelet a tím množství uranu v palivovém proutku a kompenzovat tím zvýšený záchyt neutronů. Tato kompenzace by však nemusela stačit, proto se pro použití tohoto konceptu musí uvažovat o zvýšení obohacení paliva nad nynější limit 5%.[11]

Druhý problém je zásadnější pro reaktory BWR, které nemají sekundární chladící smyčku. FeCrAl pokrytí má vyskokou propustnost tritia. Propustnost tritia klesá s množstvím chromu ve slitině. Pro snížení propustnosti tritia je možné na vnitřní stranu proutku nanést povlak materiálu např. alumina (Al_2O_3). Toto řešení je zatím čistě teoretické. Z dalších testů vyplývá, že povlak z oxidů, který se na pokrytí vytvoří v chladivu tuto propustnost také snižuje.[2]

FeCrAl pokrytí je plně kompatibilní s aktuálně používanými reaktory. Největší rozdíl oproti zirkoniu je při normálním provozu vyšší absorbce tepelných neutronů. Při zachování dnešního limitu obohacení 5% dojde ke snížení maximálního možného vyhoření paliva, zkrácení palivové kampaně, prodloužení doby, kdy reaktor pracuje na výkonové efektu před odstávkou, nebo kombinací všech tří. Toto chování ovlivní ekonomiku provozu, ale očekává se, že bude docházet k neustálému vývoji jako tomu bylo při zavedení pokrytí ze zirkonia a v budoucnosti dojde ke zlepšení.[2]

Při AOO a havarijních stavech má FeCrAl pokrytí nesporné výhody oproti zirkoniu. Dojde k prodloužení doby, po kterou palivo udrží chladitelnou geometrii, zlepšení zadržení ŠP a umožní vyšší teplotu pokrytí během havarijního stavu. Teplota tání FeCrAl (cca 1500 °C) je nížší než teplota tání slitin zirkonia (cca 1850 °C), vysokoteplotní oxidace FeCrAl je o několik řádů nižší než v případě slitin zirkonia, sníží se množství uvolňovaného tepla a vodíku.[2]

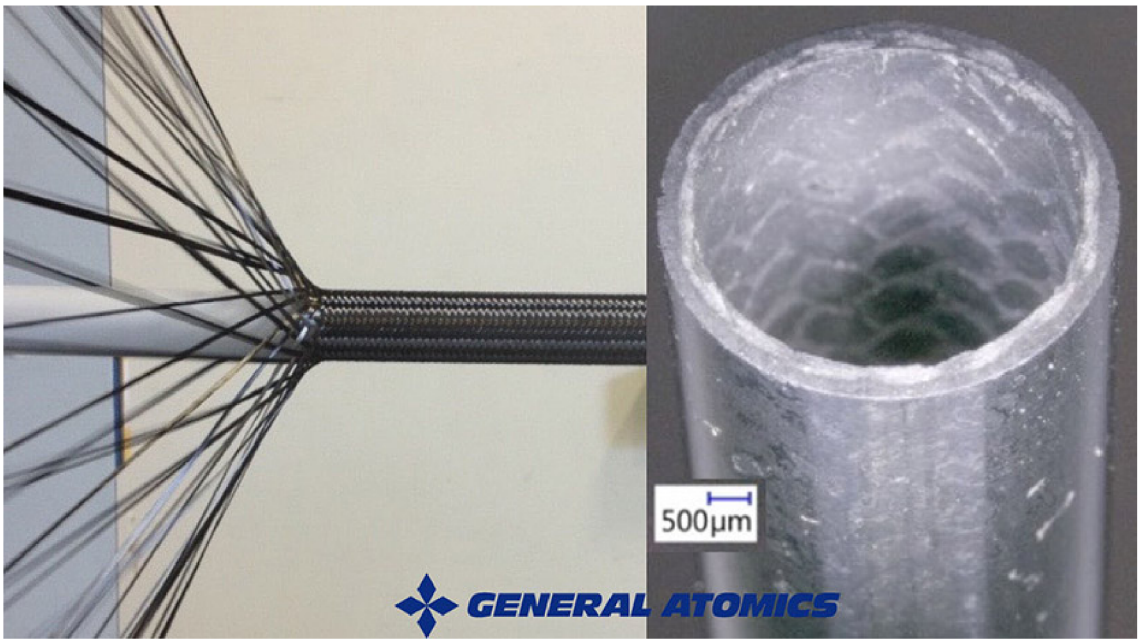
1.1.3 Pokrytí z karbidu křemíku

Potencionálně nejlepším řešením do budoucnosti je pokrytí z karbidu křemíku.[2] Dle výrobců paliva Framatome a Westinghouse je toto řešení jejich dlouhodobým cílem. [26][24]

Oproti slitinám zirkonia má SiC lepší odolnost vůči oxidaci, vyšší teplotu tání a sublimace, nižší mikroskopický účinný průřez pro záchyt tepelných neutronů a je chemicky inertní s palivem i chladivem. SiC je také vysoce odolné vůči aktivaci neutrony. Při ozařování neutrony však dochází ke snižování tepelné vodivosti.[19]

Dosud používaná pokrytí paliva byla kovová. Použití pokrytí z karbidů křemíku budu vyžadovat určité změny v bezpečnostních požadavcích na palivo a vytvoření nových. Jak již plyne z požadavků na havarijně odolná paliva, byly by zachována kompatibilita s aktuálně provozovanými reaktory, týkající se hlavně rozměrů a konstrukce paliva.[9]

Tento materiál je keramický. Proto se pro zvýšení mechanické pevnosti použije keramické vlákno v keramické matrici. Toto pokrytí používá „sandwich“ design. Vnitřní a vnější strana pokrytí bude z SiC kompozitu, oddělené kovovou vsrtvou pro zajištení hermetické těsnosti. Tato kovová přepážka bude pravděpodobně z niobu nebo tantalu. Jelikož bude tato vrtva tenká 50-100 μm, nedojde k zásadnímu



Obr. 1.1: ATF pokrytí vyvinuté GA, vícevrstvý kompozitní design z SiC kompozitního vlákna v matrici[1]

ovlivnění záchytu neutronů.[19]

Každý výrobce má jinou technologii výroby. General Atomics tento problém vyřešil spletením vláken SiC viz.obr.1.1. Na takto spletená vlákna se pak chemicky nanese monolitické SiC z obou stran a tak se zajistí hermetická těsnost a pevnost pokrytí.[6]

Dalším výzvou je vytvořit proces pro hermetické uzavření konců proutku. Je možné využít více druhou těchto koncovek. Koncept s koncovkami ze slitiny zirkonia byl otestován.[9] Dalším řešením jsou koncovky proutku vyrobené z SiC.[6]

Použítím SiC pokrytí v normální provozu nedojde k ovlivnění systému. Ale i když se toto pokrytí jeví jako ideální, má své problémy. Velkou výhodou je, že nedochází k chemické korozi vnitřní strany pokrytí ŠP, které může nastat při použití slitin zirkonia a sníží se možnost prasknutí proutku korozí a následkou interakcí pelet s pokrytím. Mechanické vlastnosti SiC pokrytí se liší od zirkoniového pokrytí. Poškození radiací při provozu reaktoru se saturuje po zhruba 6 měsících provozu paliva, kdy je možné nepatrné zvětšení rozměrů proutku, následně už nedochází k dalšímu zásadnímu nárustu objemu. Tímto ale vznikne další problém, protože když nebude rovnoměrně rozložen tok neutronů po celé ploše proutku, může dojít k ohnutí proutku. Tento problém by mohl být zmenšen použitím distančních mřížek. Pro oba dva problémy bude nutné provést testy po ozáření proutku v reaktoru.[2]

Dalším výhoda SiC pokrytí tvoří i další problém. Tím, že je SiC pokrytí tvrdší, ale zároveň křehčí než pokrytí ze zirkonia, při mechanické intereakci pelety a po-

krytí může dojít k tomu, že pokrytí nebude schopné vydržet tlak od pelet. Pro tento problém je také nutné provést další testy. Dalším problémem je snížení tepelné vodivost při ozařování neutrony, které může vést k velkému tepelnému namáhání pokrytí a ohýbání proutku nebo vzniku mikroprasklin.[2]

Během abnormálních stavů a havárijí dojde ke zvýšení teploty chladící vody může dojít k hydrotermální korozi, při které může vznikam metan (CH_4) nebo oxid uhelnatý (CO), které momentálně nejsou zahrnuty v bezpečnostních pravidlech.[2]

1.1.4 Molybdenové pokrytí

Tento koncept využívá pokrytí ze slitiny molybdenu, na kterém je nanesena ochraná vrstva zirkonia nebo oceli (FeCrAl). Tato vrstva by chránila molybdenové pokrytí před korozí z obou stran, během normálního i abnormálního provozu viz. obr.1.2. Kvůli poměrně vysokému záchytu neutronu molybdenem se uvažuje o snížení tloušťky pokrytí. Poměr tlouštěk molybdenové slitiny a ochrané vrstvy by se pohyboval kolem 1:1 a celková tloušťka by se pohybovala kolem 0,4 mm. Pro zlepšení přilnutí těchto dvou vrstev by mohla využít tenká vrstva niobu.[9]

Při použití ochrané vrstvy ze slitiny zirkonia optimalizované pro toto použití. Při teplotách nad 1000 °C dojde ke vzniku ZrO_2, který je stabilní v páře, k ochraně molybdenového podkladu.[12]

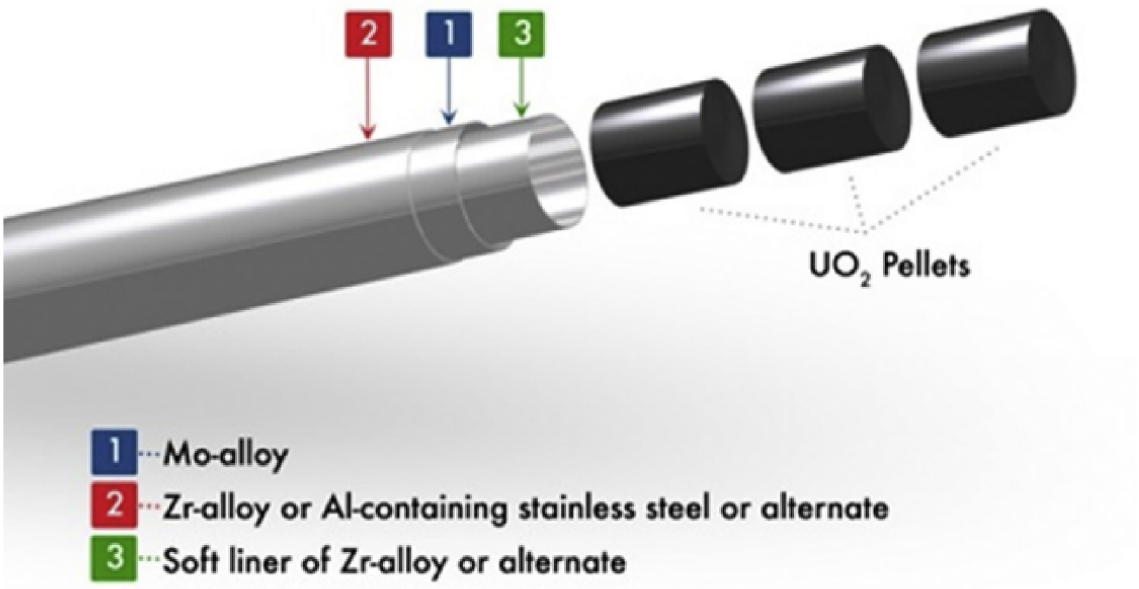
Z testů vyplývá, že při použití vysoce čistého molybdenu při provozu paliva v reaktoru na vysoký stupeň vyhoření nedošlo k téměř žádné chemické korozi na vnitřní straně pokrytí a nedošlo k žádnému nárustu rozměrů po ozáření. Problémem, který se objevil je, že při ozáření molybdenu došlo k jeho zkřehnutí. Pokud by se podařilo vyřešit problém s křehnutím, toto řešení by se jevilo jako použitelné. [9]

Většina materiálů při absorbci neutronu projdou transmutací v radioaktivní izotop. Při korozi materiálu je možné, že by se tyto radioaktivní izotopy mohly dostat do chladicí vody. U zirkoniového pokrytí, které má nízký účinný průřez pro záchyt neutronu není vznik takových izotopů častý. Pro molybdenové pokrytí je nutné v tomto případě provést další testy pro potvrzení, že při použití molybdenu s vyšším záchytem neutronů nebude docházet k uvolňování radioaktivních izotopů.[9]

Jako i u jiných materiálů, v případě ozařování dochází ke křehnutí materiálu. Předpokládá se že tento problém se vyřeší vývojem nových slitin molybdenu.[13]

Byly provedeny srovnávací testy molybdenového pokrytí s ochranou vrstvou z FeCrAl a Zircaloy-4. Po 7 dnech v prostředí při teplotě 1000 °C s párou, v případě vzorku Zircaloy-4 došlo k delaminaci vrtvy od molybdenového základu, zatímco kombinace s FeCrAl zůstala v pořádku.[13]

Jako i jiných materiálů, v případě ozařování dochází ke křehnutí materiálu. Předpokládá se že tento problém se vyřeší vývojem nových slitin molybdenu.[13]



Obr. 1.2: Vrstvy molybdenového pokrytí[12]

1.2 Palivové pelety

Jak již bylo zmíněno na začátku této kapitoly, většina lehkovodních reaktorů využívá pelety z keramického UO_2. Největším problémem je poměrně nízká tepelná vodivost. Tím že se teplo špatně odvádí od středu pelety, vznike vysoký teplotní gradient, který způsobí mechanické namáhání pelet. Nejdříve dojde k nárustu rozměrů a vytvoří tlak na pokrytí. Při odstavování reaktoru dojde k vychladnutí paliva a při opětovném spuštění reaktoru dojde k ohřátí. Tento cyklus způsobí, že se pelety rozpadnou na menší části, a pokud by došlo k poškození pokrytí, tyto částice mohou být vyplaveny chladicí vodou a dostat se do primárního okruhu bloku.

Dalším problémem je nízká hustota UO_2. Pokud by volba nového pokrytí umožnila vyšší vyhořívání paliva, bude nutné zvýšit množství uranu v aktivní zóně. Pokud budeme požadovat zachování rozměrů palivových souborů, bude nutné zvýšit množství ^{235}U v peletách. To jde zajistit zvýšením obohacení, které je momentálně limitováno legislativou, nebo zvýšením množství uranu v peletách.

Při výrobě pelet je nutné myslet také na to, aby co nejvíce ŠP zůstalo v peletách. Důraz na udržení ŠP v peletách je kladen hlavně na plyny Xe, Kr, které by zvyšovaly tlak uvnitř proutku. Tato schopnost je ovlivněna velikostí zrn UO_2 před spečením. Čím větší zrna, tím více plynů peleta dokáže pojmout, ale zároveň se sníží množství štěpitelného uranu.

1.2.1 Dopované pelety UO_2

Pro nejrychlejší nasazení, pro které není potřeba dělat velké mnozství testů je využít UO_2 a zlepšit jeho vlastnosti. Zlepšení zadržení plynných ŠP by bylo provedeno dopováním pelet. Množství dopantu by se pohybovalo kolem 0,16% hmotnosti pelety. Dostatečné množství pro zlepšení parametrů, ale ne tak velké, aby došlo k ovlivnění neutronové bilance kvůli vyššímu záchytu neutronů na chromu. Toto dopování by zlepšilo zadržování plynů, ale i chování pelet při vniku vody nebo páry do proutku. Při spékání a tvorbě krystalů díky dopování dojde ke zhuštění a tím by byla vykompenzována ztráta štěpitelného materiálu z důvodu přidání dopantu.[9]

Příměsemi dopované UO_2 příměsemi do 0,16% hmotnosti je již nasazeno v ostrém provozu. Takovéto množtví dopantu ovlivní schopnost zadržovat štěpné produkty, ale nedojde k zásadnímu ovlivnění tepelné vodivosti. Zvýšení tepelné vodivosti by bylo možné dosáhnout dalším zvýšením množtví dopantu. Tato řešení však ještě nejsou v provozu.[18]

Řešení firmy Westinghouse využívá kombinaci příměsí Cr_2O_3 a Al_2O_3. Kombinací těchto sloučenin je dosaženo dostatečné množsví dopantu pro zlepšení vlastností, ale nedojde k zásadnímu ovlivnění neutronové bilance vlivem parazitického záchytu neutronů na chromu. [7]

Firma EDF ve spojení s CEA využívají pro zvýšení havarijní odolnosti dopování pouze Cr_2O_3.[2]

Při normálním provozu nedojde k zásadnímu ovlivnění parametrů palivo jako je teplota tavení pelety, tepelné kapacity nebo tepelné roztažnosti. Hlavním zlepšením je zadržování štěpných plynů, které umožní nižší tlak helia v proutku. Tím dojde ke snížení mechanického námáhání proutku.[2]

Při abnormálních a havarijních stavech, se při snížení námáhání pokrytí nižší tlakem snižuje šance na prasknutí proutku.[9]

1.2.2 Nitridy uranu

Nitrid uranitý (UN) je jedním z konceptů paliv s vysokou hustotou. UN má o 40% vyšší hustotu štěpitelného materiálu. To umožní provozování paliva na vyšší stupeň vyhoření. Tudíž delší palivový cyklus nebo sníží obohacení nutné pro dnešní palivové cykly. Také má vyšší tepelnou vodivost než UO_2, snižující množství tepla uchovávaného v peletách.[3]

Tento materiál má i své nevýhody. První nevýhoda je složení izotopů v přírodním dusíku. Dusík se v přírodě vyskytuje ve dvou izotopech. Většinu, až 99,6% tvoří ^{14}N a 0,4% ^{15}N. Dusík ^{14}N má vyšší mikroskopický přůřezu pro záchyt neutronu než dusík ^{15}N. Při provozu v reaktoru je tedy velká šance, že dojde k zachycení neutronu

na dusíku ^{14}N. To může vést k vzniku ^{14}C, který je radioaktivní s poměrně dlouhým poločasem rozpadu.[3]

Tento problém by se dal vyřešit obohacením dusíku. Podobně jako při obohacování uranu, kdy zvyšujeme podíl ^{235}U, by se obohatil i dusík. Ten by se obohacoval na 99,9% dusíku ^{15}N. Toto obohacení by nepochybně zvýšilo cenu paliva. Toto zvýšení ceny by se dalo eliminovat nebo alespoň kompenzovat snížením obohacení uranu.[9]

Tento typ paliva byl již otestován ve výzkumných reaktorech. Byly otestovány dvě varianty palivového proutku. Jedna varianta využívala tekutý sodík a druhá helium pro zlepšení přenosu tepla z pelety do pokrytí. Pro průmyslové využití je zlepšení přenosu tepla pomocí sodíku nepoužitelné, kvůli jeho silné reakci s vodou. Uvolňování plynných ŠP z nitridových pelet je výrazně nižší než u UO_2 pelet. Palivo s dusíkem ^{14}N by do proutku uvolňovalo větší množství plynů vlivem interakcí tohoto izotopu s neutrony.[9]

Pro normální provoz reaktoru je nutné zabývat se interakcí pelet a pokrytí, z důvodu větší změny tvaru pelety při vysokých teplotách nebo při vysokém vyhoření. Pro použití tohota paliva například s SiC pokrytím by byla zvětšena mezera mezi pokrytím a peletou. Toto si by jsme si mohli dovolit kvůli vyšší tepelná vodivosti.[9]

1.2.3 Silicidy uranu

Koncept paliva založený na silicidech uranu je další z tzv. paliv s vysokou hustotou. V tomto případě se uvažuje o hlavně o sloučenině U_3Si_2. Tento materiál ma stejně jako UN vyšší hustotu a vyšší tepelná vodivost než UO_2, ale nižší než UN. Na rozdíl od nitridů však nevyžadují obohacení obohacení křemíku.[2]

I když je teplota tání U_3Si_2 (cca 1700°C) nižší než UO_2 (cca 2900°C), vyšší tepelná vodivost a nižší tepelná kapacita pelety umožní lepší odvod tepla ze středu pelety do chladiva. Zároveň při stejném průměru pelety a stejné teplotě povrchu umožňuje několikanásobně vyšší produkci tepla. Tepelná vodivost zároveň roste s teplotou.[9]

V palivu založeném na silicidech uranu pro energetické reaktory se primárně uvažuje o U_3Si_2. Během normálního provozu dojde ke změně neutronového spektra z důvodu vyšší hustoty paliva a změny poměru vodíku a těžkých kovů. To znamená, že neutrony budou méně moderovány a více neutronů bude mít vyšší energii. Při vyhořívání paliva UO_2 dojde ke stejnému efektu a tudíž se zmenší rozdíl mezi palivy. Tato změna neutronového spektra sníží reaktivitu a zvýší se množství ^{239}Pu záchytem neutronu na ^{238}U. Toto chování zpomalí snížení reaktivity a při ekvivaletním vyhoření U_3Si_2 paliva a UO_2 paliva bude mít U_3Si_2 palivo větší reaktivitu, která umožní vyšší vyhoření paliva.[9]

Pro chování U_3Si_2 pelet při selhání pokrytí a vniknutí vody a páry se očekává větší intenzita reakce než u UO_2. Je možné, že při kontaktu vody a U_3Si_2 pelet dojde k úplnému rozpadu pelet. V tomto ohledu je nutné provést další výzkum a najít způsoby jako tomuto jevu zabránit. I když by došlo k eliminaci tohoto jevu například povlakem naneseným na peletu, pro nasazení tohoto paliva bude nutné nastavit nové bezpečnostní pravidla. [14]

Pro použití tohoto paliva je nutné provést výzkum při normálním provozu reaktoru, abnormálním provozu a havarijních stavech. Zároveň by bylo nutné vytvořit nové a přizpůsobit stávající bezpečnostní pravidla kvůli odlišné reakci paliva s vodou.

1.2.4 Karbidy uranu

Karbid uranu UC jsou další možností pro náhradu UO_2. Stejně jako silicidy a nitridy má vyšší hustotu a vyšší tepelnou vodivost. Oproti UO_2 mají karbidy uranu nebo plutonia vyšší teplotu tání. Zásadní nevýhodou je změna rozměrů při ozařování, která může být až dvojnásobná oproti peletám z UO_2. Tato nevýhoda by se musela kompezovat například zvýšenou pórovitosti, která by zároveň snížila hustotu paliva. V normálním provozu by mělo díky lepším tepelným vlastnostem materiálu dojít ke snížení teploty paliva.[9]

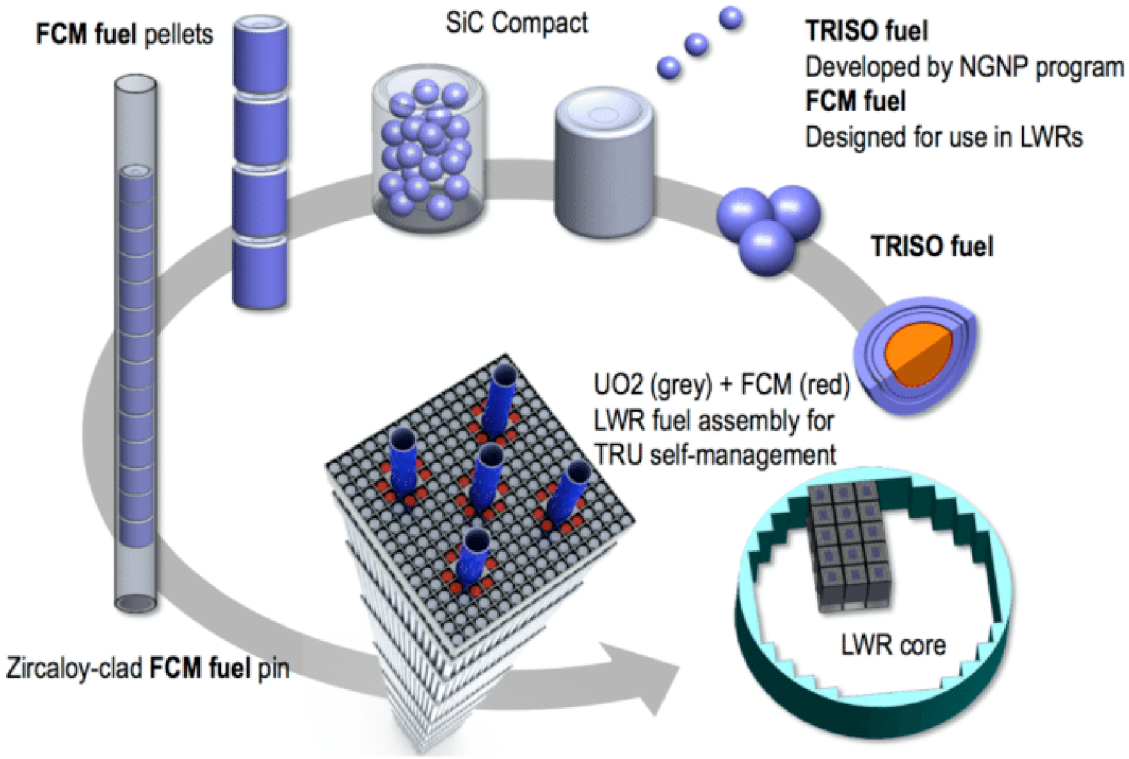
Při normálním provozu reaktoru se očekává jiné chování při kontaktu pelety s pokrytím. Z důvodu většího nárustu objemu pelety by bylo nutné použít pevnější pokrytí nebo zvětšit mezeru mezi pokrytím a peletou. V minulosti již byly provedeny testy na palivu s peletami z karbidů uranu a plutonia s pokrytím z nerezové oceli. Zároveň i při vysokém vyhoření paliva bylo uvolňování plynných štěpných produktů nižší než u paliva UO_2 provozovaného za stejných podmínek. Při správné volbě pokrytí by bylo možné zvýšit vyhoření paliva z karbidů uranu.[9]

V případě selhání pokrytí a vniknutí vody a případně páry do proutku, je možný vznik hydroxidů uranu a uhlovodíkových plynů jako je metan a ethan. Teplota ovlivňuje rychlost této reakce, ale neovlivňuje složení těchto plynů.[22]

Pro uvažování o nasazení karbidového paliva je nutné provést další výzkum. Z hlediska bezpečnosti by bylo nutné vyřešit problém se vznikem metanu, který je hořlavý. I když v prostředí reaktoru se oheň nenachází, při poklesu tlaku v primárním okruhu a zvýšením teploty by mohlo teoreticky dojít k jeho samovznícení.

1.2.5 TRISO-SiC kompozitové pelety

Palivové TRISO částice se skládají z jádra obsahující štěpitelný materiál a několik vrstev C nebo SiC kryjících jádro. Tento koncept byl původně vyvinut pro vysokoteplotní plynem chlazené reaktory.[15]



Obr. 1.3: FCM palivo pro lehkovodní reaktory[15]

Techonogie TRISO-SiC aplikuje tuto technologii pro lehkovodní reaktory. Zatímco lehkovodní reaktory využívají pokrytí jako bariéru pro zabránění vstupu štěpných produktů do vody primárního okruhu, TRISO-SiC technologie přidává jako bariéru vsrtvy C a SiC přímo na kuličky štěpitelného materiálu uzavřené v keramické peletě z SiC. Tato peleta je následně uložena v SiC nebo $FeCrAl$ pokrytí viz. obr.1.3.[9]

Tepelná vodivost SiC způsobí zmenšení teplotního gradientu pelety. Předkokládá se, že při provozu by rozdíl teplot chladiva a středu pelety byl kolem 200°C. Snížení teploty pelet by snížilo jejich mechanické i teplotní namáhání a zlepší zadržování štěpných produktů i při vysokém vyhoření paliva.[15]

Rozměrová a chemická stabilita SiC s materiály AZ a vodou zvýší bezpečnost jak při normálním provozu, ale hlavně v havarijních stavech. Navíc i při selhání pokrytí nedojde ke kontaminaci vody primárního okruhu díky zvýšenému počtu bariér mezi vodou s štěpným materiálem.[15]

Kvůli relativně nízké hustotě štěpného materiálu by štěpný materiál musel být obohacen nad aktuální limit 5%. Dalším využitím tohoto konceptu by bylo energetické využití minoritních aktinidů a plutonia získaného z vyhořeného paliva. Tyto prvky by se využily jako štěpný materiál v těchto peletách. Proutky s těmito pele-

tami by byly rozmístěny mezi proutky s normálním palivem (UO_2, UN, UC). Tímto způsobem by dalo snížit množtsví vysoce aktivního odpadu, protože by došlo k jejich transmutaci na stabilní prvky.[15]

1.2.6 Slitiny uranu

Palivo ze slitin uranu není nový koncept. Kovy mají obecně vysokou hustotu a dobrou tepelnou vodivost. Aktuálně se tento typ paliva používá primárně ve výzkumných reaktorech. Kovové palivo se využívalo u prvních reaktorů energetických reaktorech. Tento koncept se dá dále rozdělit na slitiny U-Mo a U-Zr.

Slitina U-Mo by obsahovala 5-10% hmotnosti molybdenu. Z této slitiny by byla vyrobena silnostěnná trubka s centrální dutinou pro uvolněné štěpné produkty. Na vnější povrch by byla nanesena vrstva hliníku, niobu, chromu a platiny, která by difundovala do povrchu slitiny U-Mo. Tato vrstva zajišťuje mechanickou ochranu a musí vydržet zasouvání palivové tyče do pokrytí, v případě selhání pokrytí zvyšuje chemickou odolnost paliva.[17]

V případě slitiny U-Zr by množství zirkonia mohlo být od 0,1-50% hmotnosti, ale nejčastěji kolem 10%. Nevýhoda tohoto řešení je nízká teplota tání materiálu oproti teplotě, které by palivo dosáhlo během normálního provozu. To znamená poměrně malé bezpečnostní rezervy.[5]

1.3 Komponenty aktivní zóny

Tato kapitola vychází ze zdroje [9]. V aktivní zóně reaktoru se nenachází jenom palivo. Distanční mřížky, patice a hlavice palivových souborů, regulační tyče. Pro absorbci nutronů se využívají slitiny Ag-In-Cd a karbid boru (B_4C) v nerezových trubkách. Problémem těchto materiálů je nižší teplota tání než je teplota, při které dojde k extrémní oxidaci zirkoniového pokrytích. Slitina Ag-In-Cd má teplotu tání kolem 790°C, nerez kolem 1100°C. U slitin zirkonia dochází k rychlé oxidaci kolem 1200°C. To znamená, že regulační tyče mohou být poškozeny a jejich schopnost zachytávat neutrony může být rapidně snížena ještě před tím, než dojde k poškození pokrytí a ztrátě integrity palivových proutků.

Havarijně odolná paliva mají prodloužit dobu, než palivo dosáhne limitní teploty. Tato teplota se předpokládá při LOCA havárii. Při roztavení regulační tyčí ze slitiny Ag-In-Cd dojde k odpaření kadmia. V případě poškození regulační tyče a vniknutí vody do proutku s absorbátorem z B_4C dojde ke vzniku kyseliny borité (H_3BO_3). Při LOCA havárii s poškozením primárního poktrubí je tedy možné, že část absorbátoru odteče s chladící vodou. Pokud by se při obnově chlazení z externího zdroje do aktivní zóny přivedla voda bez kyseliny borité nebo s jejím nízkým obsahem, je možné, že

by došlo k moderaci neutronů a nekontrolovanému přivedení reaktoru do kritického stavu.

Cílem pro havarijně odolné regulační tyče je vyvinout materiál s vysokou absorbcí neutronů s teplotou tání nad 1450°C, kdy se počítá i se změnou pokrytí těchto regulačních tyčí. Zatím je plánem nahradit aktuální absorbátory keramickým materiálem. Přepokládá se použití oxidu s kovy vzácných zemin (Sm, Eu, Gd, Dy, Er) v kombinaci s ZrO_2 nebo HfO_2 pro zvýšení chemické stability ve vodě.

Cílem zvýšení teploty tání absorbátoru je, že při tavení aktivní zóny dojde k tavení paliva i absorbátoru při podobné teplotě a roztavený absorbátor při smíchání s roztaveným palivem zabrání přechodu do paliva v tavenině do kritického stavu, i po vychladnutí.

1.4 Shrnutí řešení výrobců paliva

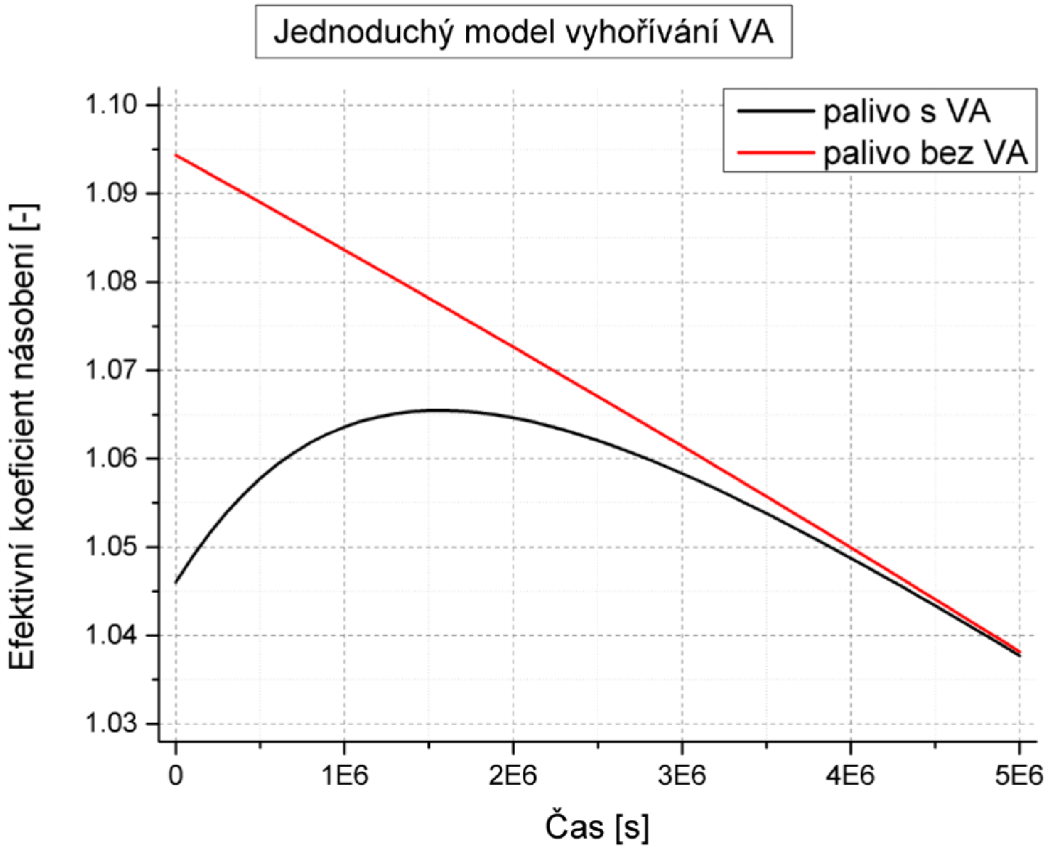
Tato tabulby byla vytvořena na zálkladě informací z těchto zdrojů.[24][25][26][27][28][29]

výrobce	pelety	pokrytí
Westinghouse	dopované UO_2 UN	Cr povlak na Zr pokrytí SiC pokrytí
TVEL	UO_2 slitina UMo U_3Si_2	Cr povlak na Zr pokrytí CrNi slitina
Framatome	Cr_2O_3 dopované UO_2	Cr povlak na Zr pokrytí SiC pokrytí
KEPCO NF	Dopované UO_2	Cr povlak na Zr pokrytí
GE&GNF	UO_2	FeCrAl pokrytí

Tab. 1.1: Koncepty ATF ve vývoji dle výrobců

2 Výpočty vyhořívání telurridu uranu

Výpočet vyhořívání paliva bude proveden pomocí programu UWB1 2017. Pro vytvoření vstupního souboru tohoto výpočetního kódu, je nutné znát hustoty všech materiálů nacházejících se v aktivní zóně. Výpočet bude proveden na čtyřech sloučeninách uranu a telluru ($UTe, UTe_2, U_2Te_3, U_3Te_4$).



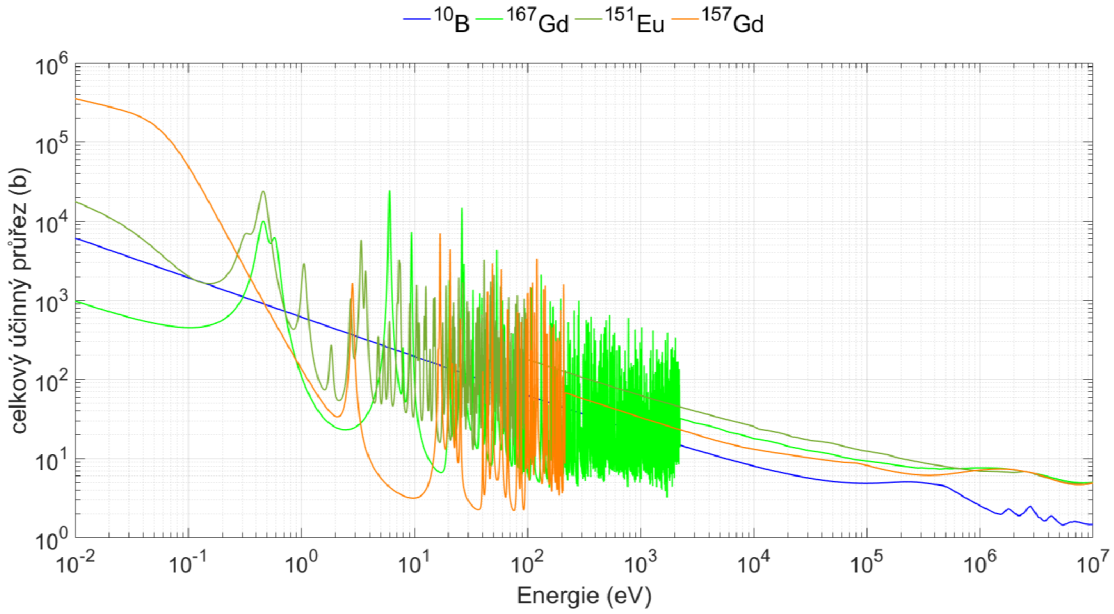
Obr. 2.1: Srovnání paliva s VA a bez VA[4]

2.1 Vyhořívající absorbátory

Vyhořívající absorbátory jsou izotopy některých prvků, které mají vysokou absorbci neutronů a uměle snižují počáteční reaktivitu paliva. Následně během vyhořívání dojde k záchytu neutronu na atomu daného izotopu a jeho přeměnou na izotop s nižší absorbcí. Vliv záporné reaktivity absorbátoru se při vyhořívání snižuje se snižujícím množstvím izotopu s vysokou absorbcí. Vyhořívající absorbátory se využívají nejen pro snížení počáteční reaktivity, ale i pro zajištení záporného teplotního koeficintu chladiva.[4]

Vliv vyhořívajícího absorbátoru se dá určit z grafu vývoje koeficientu násobení při vyhořívání paliva. V obrázku 2.1 vidíme, že průběh vyhořívání paliva bez VA je přímka. Na průběhu paliva s VA na začátku vidíme výrazné snížení reaktivity díky vysoké koncentraci VA. Při vyhořívání klesá vliv záporné reaktivity od VA a v ideálním případě po vyhoření absorbátoru oba průběhy budou stejné.

Aktuálně se využívají dva typy VA. Prvním z nich je diskrétní, kdy je proutek s vyhořívajícím absorbátorem součástní palivového souboru. Druhý typ je integrální, kdy je VA nanesen v tenkém povlaku na určité pelety v palivovém souboru nebo je VA přimíchán do materiálu pelety.



Obr. 2.2: Celkové mikroskopické průřezy aktuálně používaných VA

2.2 Předpoklady výpočtu

Jelikož program UWB nesimuluje celou aktivní zónu, ale počítá pouze nekonečnou soustavu stejných proutků, bylo provedeno několik zjednodušení. Výsledkem výpočtu pak není k_{ef} ale k_{inf}. Pro výpočet je zvolena konfigurace palivového proutku reaktoru VVER-1000, na kterém bylo provedeno několik zjednodušení.

První zjednodušení je provedení palivového proutku. Vnější průměr proutku je 9,1 mm. Tloušťka pokrytí je 0,75 mm. Průměr pelety je 7,6 mm. Mezi peletou a pokrytím je zanedbána mezera a helium, protože zásadně neovlivňují neutronovou bilanci. Vzdálenost mezi středy proutků je 12,75 mm, která odpovídá konstrukci palivového souboru reaktoru VVER-1000.

Program UWB neumožňuje měnit koncentraci boru či kyseliny borité během výpočtu. Proto bylo po konzultaci rozhonuto, že výpočty budou probíhat bez ja-

kéholikov boru rozpuštěném v moderátoru. Zároveň nedochází při začátku výpočtu k žádnému „najetí“ na plný výkon reaktoru. Při spuštění výpočtu tedy dojde k okamžitému skoku na plný výkon.

Hustota moderátoru je po dobu celého výpočtu 726,9 kg/m^3. Tato hodnota odpovídá teplotě 300 °C a tlaku 15,7 MPa viz. obr.A.1.

Pro určení bodů, ve kterých kód počítá koeficient násobení, je nutné zadat počet dnů a tepelný výkon vzniklý štěpením na metrickou tunu uranu. Jelikož má každý materiál jinou hustotu a jiný poměr uranu a telluru, pro každý mnateriál byl tento výkon přepočítán pro konfiguraci aktivní zony reaktoru VVER 1000 s tepelným výkonem 3000 MW. Prvotní výpočty s různým stupněm obohacení je pro všechny materiály určen počet dní tak, aby došlo k vyhoření na 75 GWd/MTU. Hustota, výkon vyhořívání a doba vyhořívání materiálů je v tabulce 2.1. Hustoty materiálu pochází ze dvou zdrojů, hustota UTe při teplotě 573 K ze zdroje [10]. Hustota ostaních materiálů je teoretická ze zdroje [30].

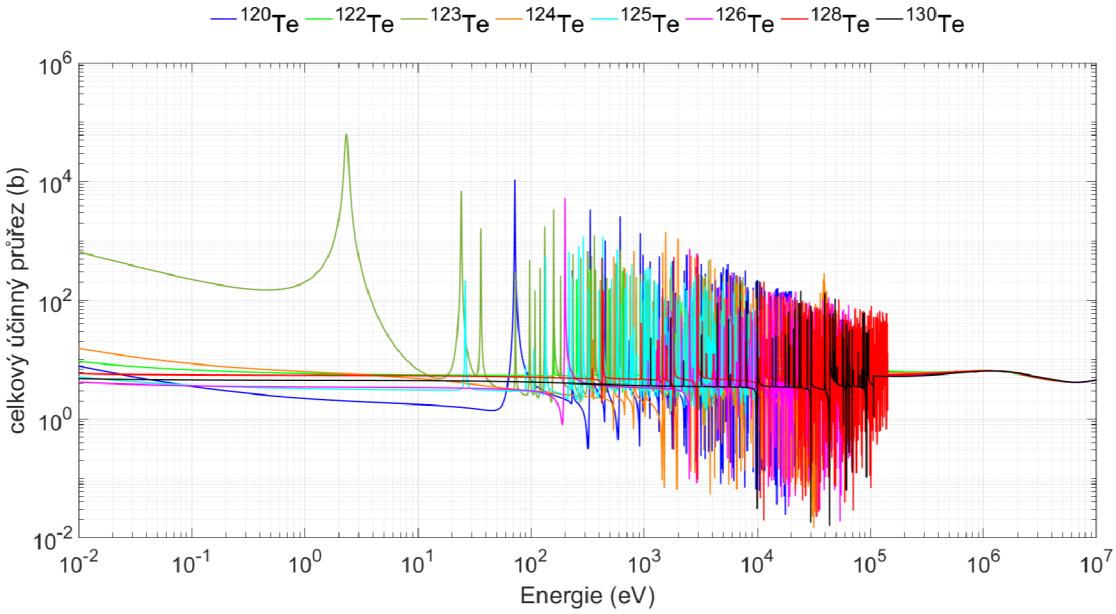
Materiál	Hustota (g/cm^3)	Výkon vyhořívání (MW/MTU)	počet dní (n)
UTe	9,098	48	1562,5
UTe_2	11,49	81	925,93
U_2Te_3	9,53	66	1136,37
U_3Te_4	9,72	64	1171,88

Tab. 2.1: Hustoty telluridů a jejich parametry vyhořívání

První výpočty budou provedeny na sloučeninách s obohacením uranu 5% ^{235}U. Zastoupení izotopů telluru bude odpovídat přírodnímu dle tabulky 2.2. V obrázku 2.3 jsou celkové mikroskopické přůřezy izotopů telluru. Vidíme, že pro tepelné neutronu má izotop ^{123}Te poměrně vysoký celkový účinný průřez v porovnání s ostatními izotopy. Data pro vytvoření grafů mikroskopických účinných průřezů byly získány z knihovny JEFF 3.2.[31]

Izotop	Zastoupení v přírodě (%)	Poločas rozpadu
^{120}Te	0,09	stabilní
^{122}Te	2,55	stabilní
^{123}Te	0,89	$9,2 \cdot 10^{16}$ roků
^{124}Te	4,74	stabilní
^{125}Te	7,07	stabilní
^{126}Te	18,84	stabilní
^{128}Te	31,74	$7,7 \cdot 10^{24}$ roků
^{130}Te	34,08	$7,9 \cdot 10^{20}$ roků

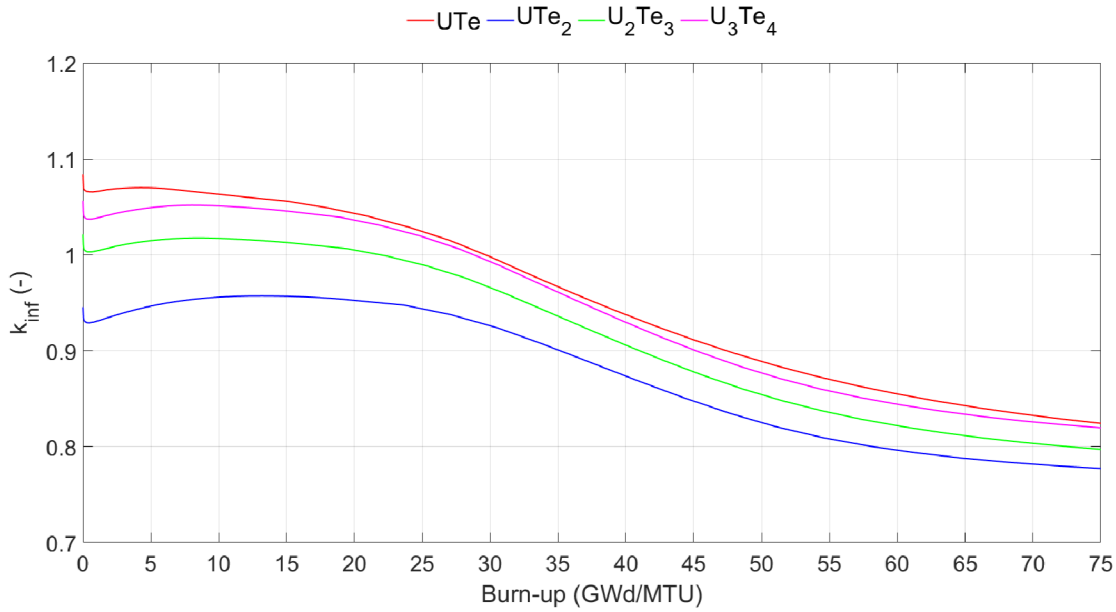
Tab. 2.2: Zastoupení izotopů telluru v přírodě



Obr. 2.3: Celkové účinné průřezy přírodních izotopů telluru

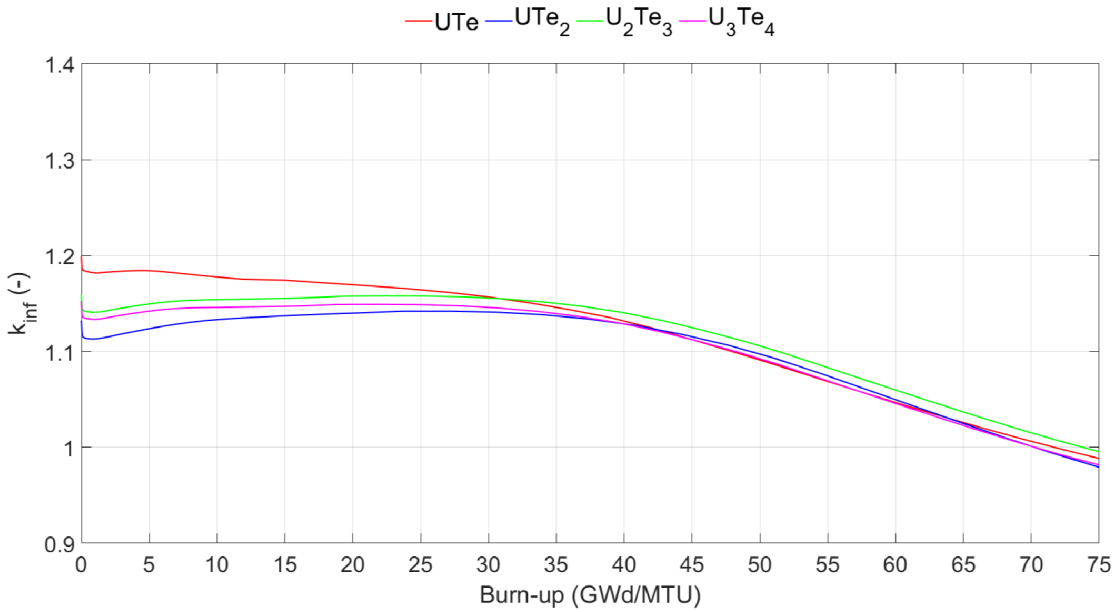
2.3 Přírodní izotopy telluru s obohacením uranu 5%

Při výpočtech s obohacením uranu 5% UTe_2 vůbec nedosáhlo kritického stavu viz.obr.2.4. Ostaní sloučeniny kritického stavu dosáhly, ale již při vyhoření 30 GWd/MTU došlo k poklesu k_{inf} pod 1. Proto bude další výpočet proveden pro obohacení 10%.



Obr. 2.4: Vyhořívání sloučenin telluru s obohacením uranu 5%

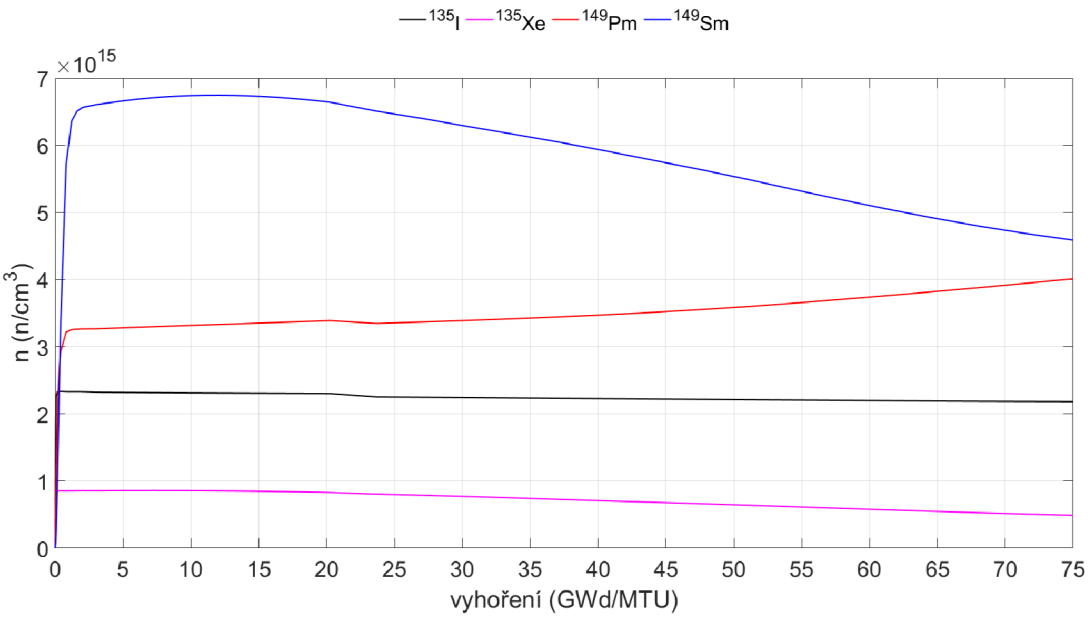
2.4 Přírodní izotopy telluru s obohacením uranu 10%



Obr. 2.5: Vyhořívání sloučenin telluru s obohacením uranu 10%

V obrázku 2.5 na začátku všech průběhů k_{inf} vidíme rychlý pokles. Ten je způsoben vznikem xenonové a samariové otravy. V obrázku 2.6 je vidět průběh obou otrav v případě paliva UTe_2 s 10% obohacením. V případě xenonu vidíme, že se otrava ustálí a další xenon vzniká ve stejné množtsví, jako zaniká záchytem neutronu nebo

rozpadem na ^{135}Cs. Zároveň vidíme, jak poměr uranu a teluru ovlivňuje tvar křivky vyhořívání. U UTe kde je poměr atomů teluru a uranu 1:1 je průběh vyhořívání nejblíž průběhu vyhořívání paliva bez VA jak je zobrazeno v 2.1. Naopak u UTe_2 je poměr nejvyšší 2:1 a je zde vidět největší vliv VA.

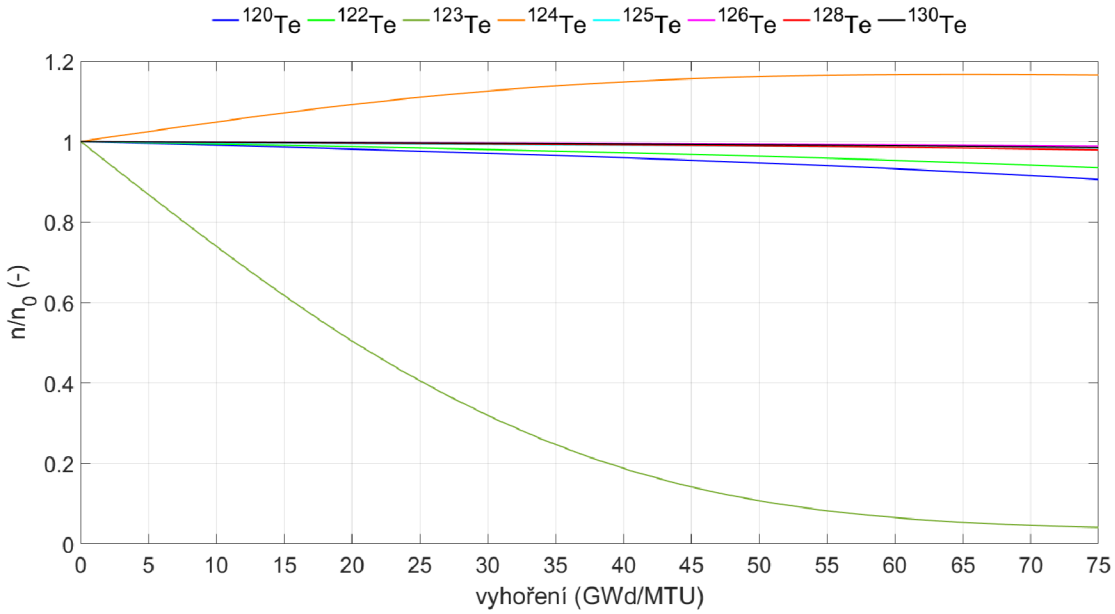


Obr. 2.6: Průběh otrav během vyhořívání UTe_2 10% ^{235}U

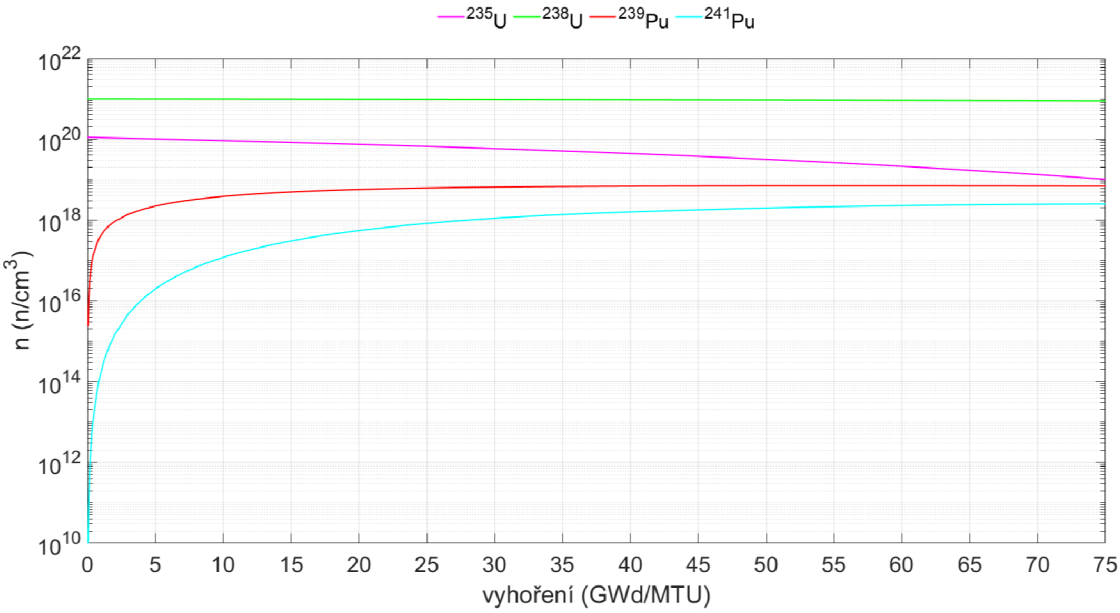
V případě samaria je situace jiná. Kvůli delšímu polačasu rozpadu u ^{149}Pm na ^{149}Sm se maximum samaria objeví až po delším čase. Jelikož je ^{149}Sm stabilní, jediným způsobem přeměny na ^{150}Sm je záchyt neutronu. Vidíme, že při konstatním výkonu vyhořívání, který určuje počet štěpných reakcí, samarium absorbuje velké množství neutronů a zaniká více samaria než vzniká.

Na obrázku 2.3 jsou vidět celkové mikroskopické průřezy izotopů telluru. V obrázku 2.7 je vidět, jak se vysoký účinný průřez ^{123}Te projeví během vyhořívání. Na vertikální ose grafu je poměr aktuální a počáteční objemové hustoty částic. Vzhledem k počátečnímu zastoupení izotopů telluru se dá předpokládat, že většina zaniklého ^{123}Te se přeměnila na ^{124}Te záchytem neutronu. Pokud by byla možnost využít některý z izotopů telluru jako vyhořívající absorbátor, byl by to pravděpodobně ^{123}Te.

V obrázku 2.8 vidíme vyhořívání ^{235}U. Zároveň vidíme vývoj dvou izotopů plutonia, které při vyhořívání vzniknou záchytem neutronů na ^{238}U. Také je vidět, že množtsví ^{235}U klesá po celou dobu vyhořívání, zatímco množství ^{239}Pu se nasytí okolo vyhoření 35 GWd/MTU a následně se jeho množsví výrazně nemění. To znamená že se štěpí přibližně stejné množtví plutonia jako vzniká. Oba izotopy plutonia se podílejí na zvyšování reaktivity paliva, protože se štěpí tepelnými neutrony stejně jako ^{235}U. Ke konci cyklu je množství ^{235}U a ^{239}Pu velmi podobné.



Obr. 2.7: Izotopy telluru během vyhořívání paliva UTe_2 10% ^{235}U



Obr. 2.8: Uran a plutonium během vyhořívání UTe_2 10% ^{235}U

2.5 Zvýšený podíl ^{123}Te s obohacením uranu 10%

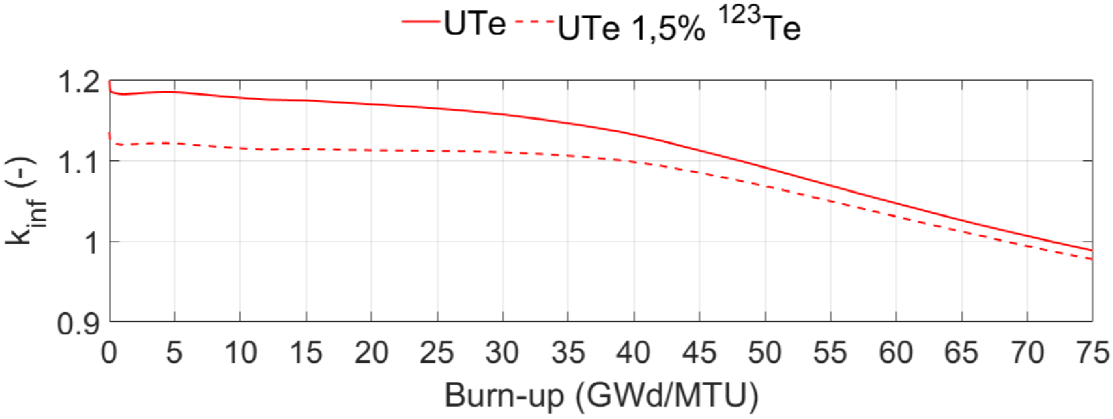
Z výsledků předchozích výpočtů se jako jediný možný vyhořívající absorbátor jeví ^{123}Te. V následujím výpočtu je použito obohacení uranu 10% a podíl izotopů telluru je v tabulce 2.3. Z obrázku 2.3 vidíme, že v oblasti tepelných neutronů mají všechny izotopy kromě ^{123}Te podobný mikroskopický průřez a zanedbání a vzhledem k množství ^{120}Te v přírodním telluru nebude mít jeho zanedbání velký vliv. Množství ^{123}Te

je zvýšeno na 1.5%.

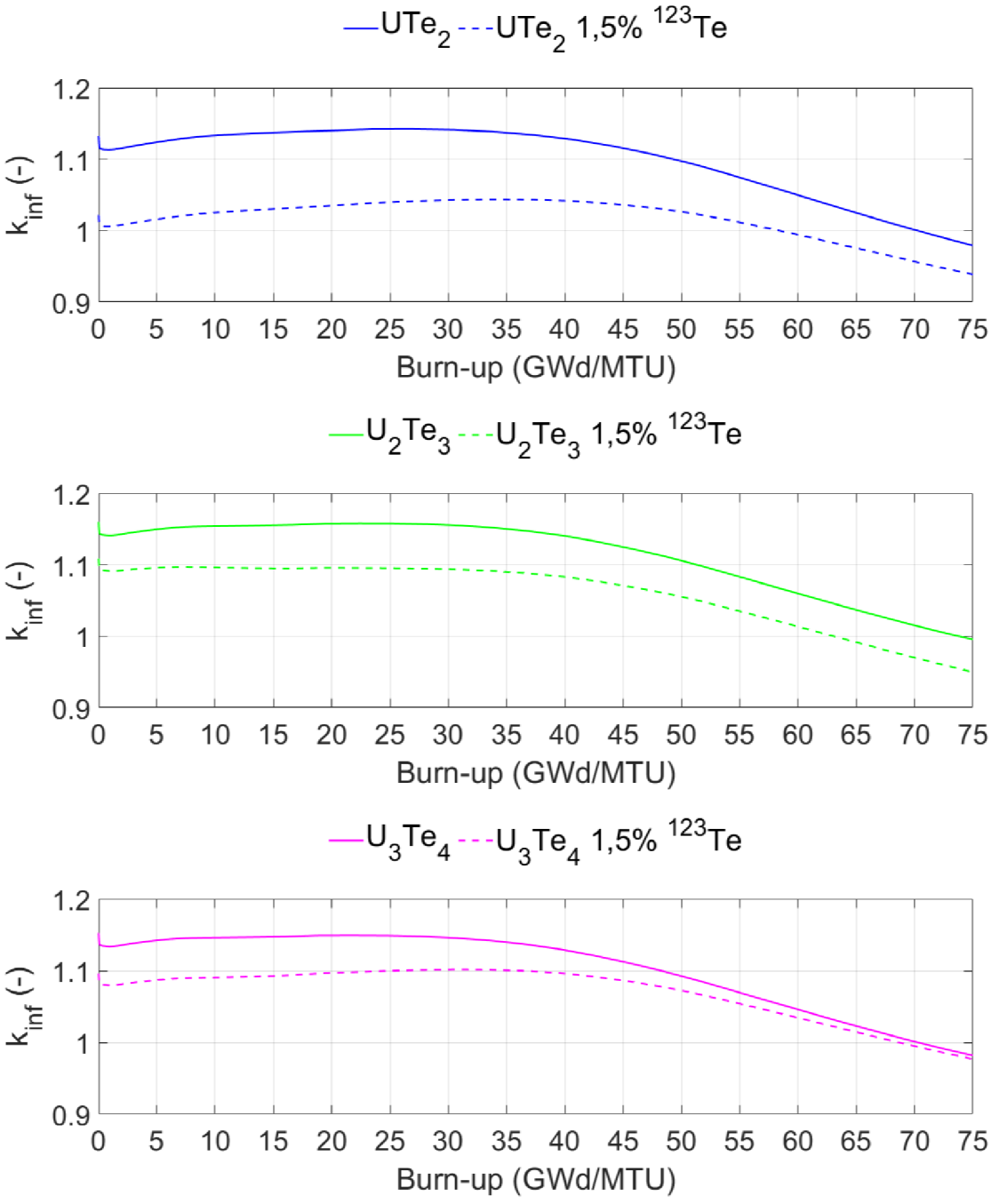
Izotop	Zastoupení (%)
^{120}Te	0
^{122}Te	2.5
^{123}Te	1.5
^{124}Te	5
^{125}Te	7
^{126}Te	19
^{128}Te	31
^{130}Te	34

Tab. 2.3: Podíl izotopů telluru při zvýšeném podílu ^{123}Te

V obrázcích 2.10 a 2.2 je vidět že při zvýšení podílu ^{123}Te z 0,89% na 1,5% vedlo ke snížení k_{inf}. K největšímu poklesu došlo u UTe_2. Důvod proč se křivky průběh k_inf zvýšením podílu ^{123}Te nepřiblíží k tvaru křivky paliva s VA v obrázku 2.1 je způsoben absolutním množtsví absorbátoru v palivu. Vyhořívající absorbátory se do paliva dávají v malém množství. V případě tellurového paliva je VA součástní sloučeniny paliva. To znamená že jeho koncentrace v aktivní zóně je vyšší, než u jakéholik jiného VA. Proto zanáší zápornou reaktivitu do paliva po delší dobu.



Obr. 2.9: Vyhořívání UTe teluru s 1,5% ^{123}Te a 10% ^{235}U

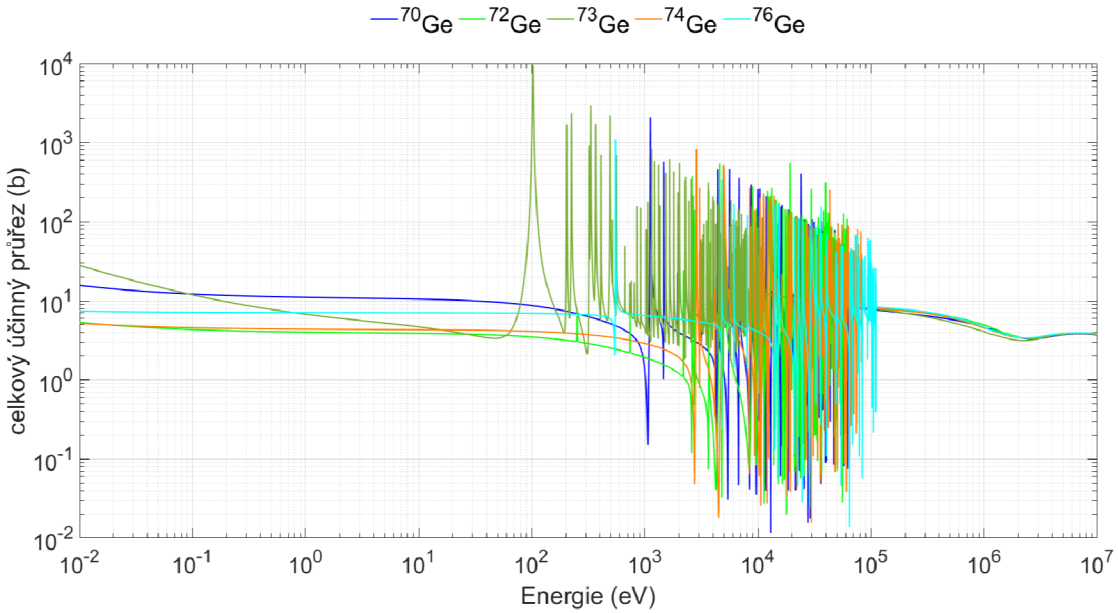


Obr. 2.10: Vyhořívání UTe_2, U_2Te_3 a U_3Te_4 teluru s 1,5% ^{123}Te a 10% ^{235}U

3 Výpočty vyhořívání germanidu uranu

Pro výpočty na gemanidech uranu platí stejné předpoklady jako pro výpočty na telluridech uranu. Na obrázku 3.1 jsou celkové účinné průřezy přírodních izotopů germania. Na rozdíl od telluru zde není takový rozdíl mezi jednotlivými izotopy v oblasti tepelných neutronů.

Výpočty budou opět provedeny na čtyřech sloučeninách germania a uranu. Stejně jako u telluridů byl pro tyto sloučeniny přepočítán výkon vyhořívání. Spolecně s teoretickými hustotami je uveden v tabulce 3.1. Vidíme, že oproti telluridům uranu mají tři ze čtyř sloučeni vyšší hustotu. Díky vysoké hustotě a vysoké koncentraci uranu je výkon vyhořívání poměrně nízký. Pro dosažení vyhoření 75 GWd/MTU je tedy nutná dlouhá doba. Hustoty materiálů jsou teoretické ze zdroje [30].



Obr. 3.1: Celkové účinné průřezy přírodních izotopů germania

Materiál	Hustota (g/cm^3)	Výkon vyhořívání (MW/MTU)	počet dní (n)
U_3Ge	16,82	23,5	3191,5
U_2Ge_3	10,68	31	2419,4
U_5Ge_3	13,50	25	3000
U_3Te_4	13,25	26,5	2830,2

Tab. 3.1: Hustoty germanidů a parametry jejich vyhořívání

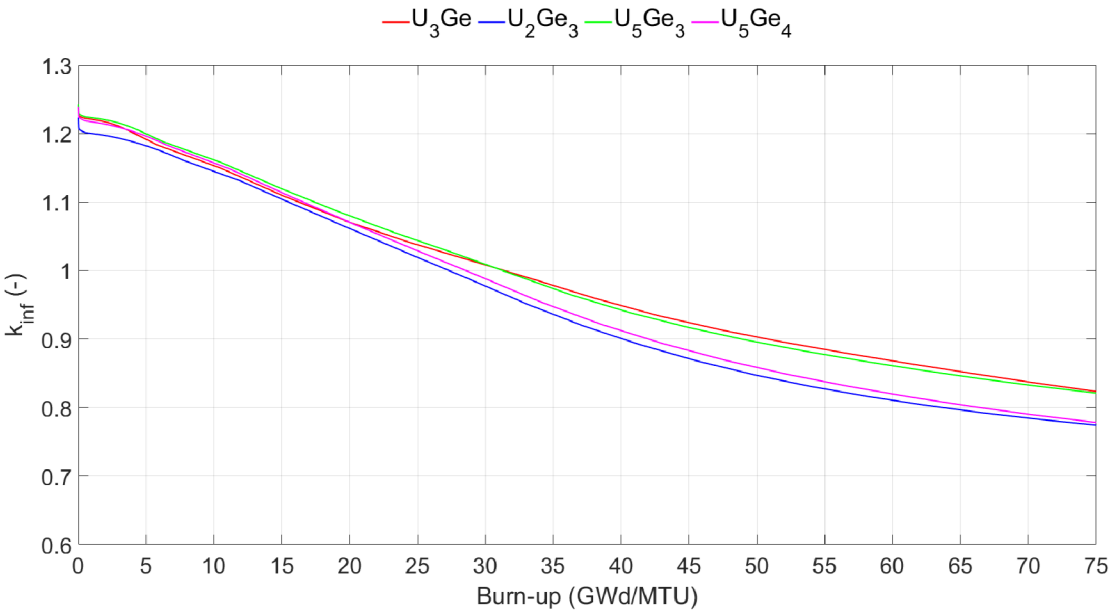
3.1 Přírodní izotopy germania s obohacením uranu 5%

První výpočet byl opět proveden s přírodním složením izotopů viz tab.3.2 a obohacením 5%.

Všechny sloučeniny dosáhly kritického stavu při tomto obohacení. Ale již při vyhoření 35 GWd/MTU ani jedna ze sloučenin neudrží kritický stav viz. obr.3.2. Stejně jako u telluridů je na záčátku vyhořívání rychlý pokles k_{inf} způsobení vznikem ^{135}Xe a ^{149}Sm. Další výpočet tedy bude proveden pro obohacení 10%.

Izotop	Zastoupení v přírodě (%)	Poločas rozpadu
^{70}Ge	20,52	stabilní
^{72}Ge	20,45	stabilní
^{73}Ge	7,76	stabilní
^{74}Ge	36,52	stabilní
^{76}Ge	7,75	stabilní

Tab. 3.2: Zastoupení izotopů germania v přírodě



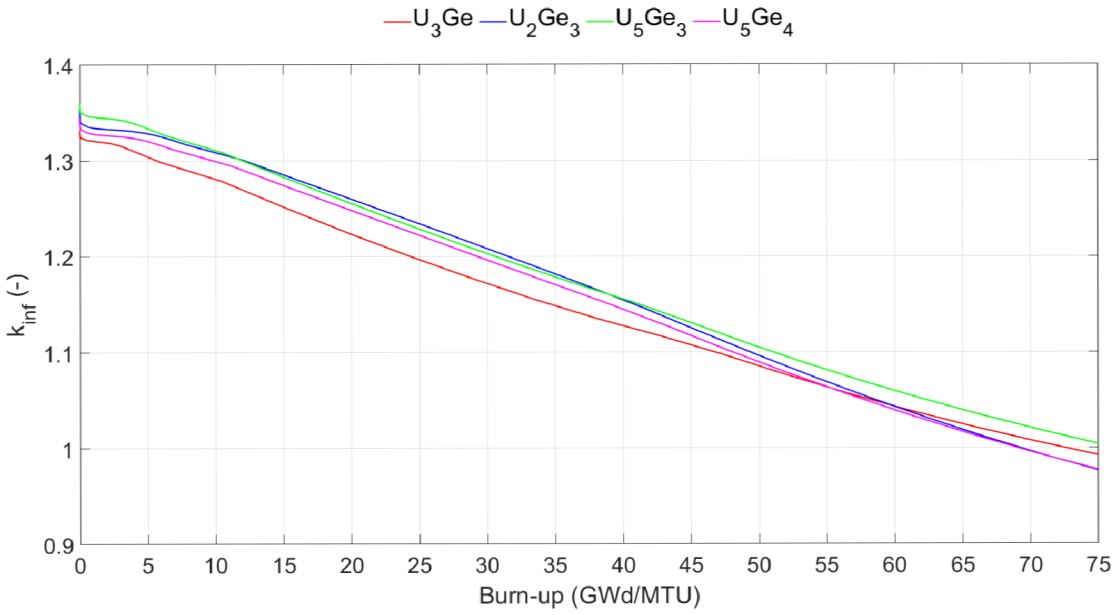
Obr. 3.2: Vyhořívání sloučenin germania s obohacením uranu 5%

3.2 Přírodní izotopy germania s obohacením uranu 10%

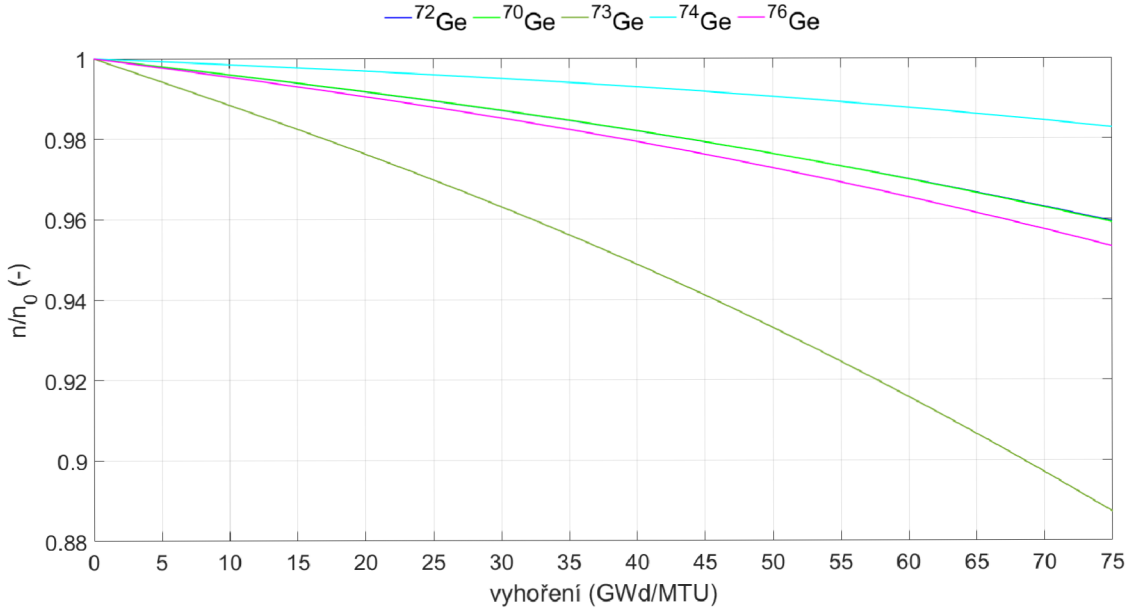
Tvar křivky vyhořívání germanidu v obr.3.3 se velice liší od vyhořívání telluridů v obr.2.5. Na rozdíl od vyhořívání telluridového paliva v tomto případě nedochází

k tak velkému vyhořívání a přeměně izotopů germania viz obr 3.4, jako tomu je v případě telluridů.

Kvůli relativně nízkému celkovému účinnému průřezu izotopů germania se žádný z těchto izotopů nehodí pro použití jako vyhořívající absorbátor.



Obr. 3.3: Vyhořívání sloučenin germania s obohacením uranu 10%



Obr. 3.4: Izotopy germania během vyhořívání U_5Ge_3 s 10% ^{235}U

Závěr

Výsledkem první části práce je popis a shrnutí konceptů havarijně odolných paliv ve vývoji výrobců. ATF konceptů je mnoho ale vzhledem ke konzervativnosti jaderného průmyslu je nepravděnodobné, že by se využilo řešení, které není ve výzkumu některého z výrobců jaderného paliva.

V případě pelet je krátkodobým řešením výrobců UO_2 dopované oxidy Cr a Al. V případě dlouhodobých řešení je cílem zvýšení hustoty paliva při zachování všech vlastností. Z dat úváděných výrobci se zde uvažuje o nitridech uranu (UN), silicidech uranu (U_3Si_2) a slitině uranu a molybdenu.

V případě pokrytí většina výrobců jako krátkodobé řešení úvádí využití slitiny zirkonia s ochrannou vrstvou chromu. Pro dlouhodobé řešení se uvažuje o využití pokrytí z kompozitního karbidu křemíku (SiC), FeCrAl pokrytí a slitiny chromu a niklu.

Druhá část práce se zabývá výpočty vyhořívání telluridů a germanidů uranu. Výpočty jsou jsou zjednodušené, jelikož nedochází k výpočtům celé aktivní zóny ale jednoho palivového proutku v nekonečné soustavě stejných proutků. Moderátorem byla voda bez rozpuštěného boru a další části aktivní zóny neovlivňovali parazitním záchytem neutronů vyhořívání paliva. Reálné hodnoty koeficientu násobení by tedy byly nižší.

Při výpočtech na telluridech uranu bylo nutné použít obohacení 10%, protože při obohacení 5% nedošlo k dosažení kritického stavu. Z izotopů telluru došlo k největší změně množství u ^{123}Te. Při zvýšení množtsví tohoto izotopu došlo k razantímu poklesu koeficintu násobení. V závisloti na sloučenině, její hustotě a poměru uranu a telluru dojde k ovlivnění hustoty po celou dobu vyhořívání. Pokud by se jakýkoliv tellurid uranu měl použít jako jaderné palivo, ^{123}Te by se v palivu choval jako VA.

Při výpočtech na germanidech uranu bylo opět nutné pro dosažení kritického stavu použít obohacení 10%. Při vyhořívání nedošlo k zásadní změně množství izotopů germania v palivu, a proto se žádný z izotopů nehodí k použití jako vyhořívající absorbátor.

Literatura

[1] *GA's engineered ATF rod cladding is a multi-layered composite design composed of SiC fiber in a SiC matrix*. Online. In: GENERAL ATOMICS. Ga.com. C2024. Dostupné z: https://www.ga.com/nuclear-fission/accident-tolerant-fuel. [cit. 2024-05-09].

[2] *CSNI Technical Opinion Paper No. 19 - Applicability of Nuclear Fuel Safety Criteria to Accident-Tolerant Fuel Designs.* Online. Nuclear Energy Agency (NEA). 2022. Dostupné z: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_71304/csni-technical-opinion-paper-no-19-applicability-of-nuclear-fuel-safety-criteria-to-accident-tolerant-fuel-designs?details=true. [cit. 2023-11-17].

[3] EKBERG, Christian; RIBERIRO COSTA, Diogo; HEDBERG, Marcus a MIKAEL, Jolkkonen. Nitride fuel for Gen IV nuclear power systems. Online. *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*. 2018, roč. 318, č. 3, s. 1713-1725. Licence: CC. ISSN 1588-2780. Dostupné z: https://doi.org/10.1007/s10967-018-6316-0. [cit. 2024-04-11].

[4] LOVECKÝ, Martin. *Zvyšování účinnosti jaderného paliva použitím vyhořívajících absorbátorů*. Dizertační práce. Plzeň: Západočeská univerzita v Plzni, Fakulta elektrotechnická, 2016.

[5] GALAHOM, A. Abdelghafar; ABDEL-RAHMAN, Mohamed A.E.; MOHSEN, Mohamed Y.M. a HAKAMY, A. Investigation of the possibility of using a uranium—zirconium metal alloy as a fuel for nuclear power plant AP-1000. Online. *Nuclear Engineering and Design*. 2023, č. 406, article 112257. ISSN 0029-5493. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112257. [cit. 2024-05-09].

[6] GENERAL ATOMICS. *Ga.com*. Online. C2024. Dostupné z: https://www.ga.com/nuclear-fission/accident-tolerant-fuel. [cit. 2024-02-29].

[7] WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC. *ADOPT Fuel*. Online. WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC. ADOPT Fuel. C2024. Dostupné z: http://www.westinghousenuclear.com/flysheet-directory/adopt-fuel/. [cit. 2024-03-21].

[8] KRATOCHVÍLOVÁ, I.; ŠKODA, R.; ŠKAROHLÍD, J.; ASHCHEULOV, P.; JÄGER, A. et al. Nanosized polycrystalline diamond cladding for surface protection of zirconium nuclear fuel tubes. Online. *Journal of Materials Processing Technology*. 2014, roč. 214, č. 11, s. 2600-2605. ISSN 0924-0136. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.jmatprotec.2014.05.009. [cit. 2024-05-09].

[9] *State-of-the-Art Report on Light Water Reactor Accident-Tolerant Fuels*. Online. Paříž: OECD Publishing, 2018. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1787/9789264308343-en. [cit. 2024-05-09].

[10] STÖWE, Klaus. Regular ArticleContributions to the Crystal Chemistry of Uranium Tellurides: III. Temperature-Dependent Structural Investigations on Uranium Ditelluride. Online. *Journal of Solid State Chemistry*. 2002, roč. 127, č. 2, s. 202-210. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1006/jssc.1996.0376. [cit. 2024-01-08].

[11] GAMBLE, K.A.; BARANI, T.; PIZZOCRI, D.; HALES, J.D.; TERRANI, K.A. et al. An investigation of FeCrAl cladding behavior under normal operating and loss of coolant conditions. Online. *Journal of Nuclear Materials*. 2017, č. 491, s. 55-66. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2017.04.039. [cit. 2024-03-07].

[12] CHENG, B.; CHENG, P. Chou; CHOU, P. a KIM, Y-J. Improving Accident Tolerance of Nuclear Fuel with Coated Mo-alloy Cladding. Online. *ScienceDirect*. 2016, č. 48, s. 16-25. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.net.2015.12.003. [cit. 2024-03-20].

[13] CHENG, Bo; CHOU, Peter a KIM, Young-jin. Evaluations of Mo-alloy for light water reactor fuel cladding to enhance accident tolerance. Online. *EPJ N - Nuclear Sciences*. 2016, č. 2, article 5. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1051/epjn/e2015-50060-7. [cit. 2024-03-20].

[14] SOOBY WOOD, E; MOCZYGEMBA, C; ROBLES, G; ACOSTA, Z; BRIGHAM, B.A. et al. High temperature steam oxidation dynamics of U3Si2 with alloying additions: Al, Cr, and Y. Online. *Journal of Nuclear Materials*. 2020, č. 533, article 152072. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152072. [cit. 2023-12-14].

[15] SNEAD, L.L; TERRANI, Kurt A.; VENNERI, Francesco; KIM, Yonghee; TULENKO, James S. et al. Fully ceramic microencapsulated fuels: A transformational technology for present and next generation reactors-properties and fabrication of FCM fuel: A transformational technology for present and next generation reactors-properties and fabrication of FCM fuel. Online. 2011. Dostupné z: https://www.researchgate.net/publication/255813837_Fully_ceramic_microencapsulated_fuels_A_transformational_technology_for_present_and_next_generation_reactors-properties_and_fabrication_of_FCM_fuel. [cit. 2024-04-11].

[16] BISCHOFF, Jeremy; DELAFOY, Christine; BARBERIS, Pierre; ROUBEYRIE, Cédric; PERCHE, Delphine et al. AREVA NP's enhanced accident-tolerant fuel developments: Focus on Cr-coated M5 cladding. Online. *Nuclear Engineering and Technology*. 2018, č. 50, s. 223-228. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.net.2017.12.004. [cit. 2023-12-08].

[17] BENNETT, W.D.; DOHERTY, A.L.; HENAGER, C.H.; LAVENDER, C.A.; MONTGOMERY, R.O. et al. FY16 Status Report for the Uranium-Molybdenum Fuel Concept. Online. 2016. Dostupné z: https://www.pnnl.gov/publications/fy16-status-report-uranium-molybdenum-fuel-concept. [cit. 2024-04-011].

[18] Accident Tolerant Fuel: A UK Perspective. Online. Dostupné z: https://www.nnl.co.uk/innovation-science-and-technology/121-2/position-papers/. [cit. 2024-05-09].

[19] ALALEELI, Maithah M.; ALAMERI, Saeed A. a ALRWASHDEH, Mohammad. Neutronic Analysis of SiC/SiC Sandwich Cladding Design in APR-1400 under Normal Operation Conditions. Online. *Energies*. 2022, roč. 15, č. 14. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.3390/en15145204. [cit. 2024-05-09].

[20] YADAV, Krishna Kumar; PAL, Usha a KARTHIKEYAN, R. Concept of accident tolerant fuel in nuclear reactors. Online. *Nuclear and Particle Physics Proceedings*. 2023, č. 341, s. 62-66. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.nuclphysbps.2023.09.026. [cit. 2024-02-28].

[21] YADAV, Krishna Kumar; PAL, Usha a KARTHIKEYAN, R. Concept of accident tolerant fuel in nuclear reactors. Online. *Nuclear and Particle Physics Proceedings*. 2023, č. 341, s. 62-66. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.nuclphysbps.2023.09.026. [cit. 2024-02-28].

[22] YADAV, Krishna Kumar; PAL, Usha a KARTHIKEYAN, R. Concept of accident tolerant fuel in nuclear reactors. Online. *Nuclear and Particle Physics Proceedings*. 2023, č. 341, s. 62-66. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1016/j.nuclphysbps.2023.09.026. [cit. 2024-02-28].

[23] KASHKAROV, Egor; AFORNU, Bright; SIDELEV, Dmitrii; KRINITCYN, Maksim; GOUWS, Veronica et al. Recent Advances in Protective Coatings for Accident Tolerant Zr-Based Fuel Claddings. Online. *Coatings*. 2021, roč. 11, č. 5. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.3390/coatings11050557. [cit. 2024-03-07].

[24] WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC. *Westinghouse EnCore® ATF Program*. Online. WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY LLC. Www.westinghousenuclear.com C2024. Dostupné z: https://www.westinghousenuclear.com/flysheet-directory/westinghouse-encore-atf-program/. [cit. 2024-05-09].

[25] ROSATOM. *ROSATOM starts irradiation of the new ATF fuel matrix*. Online. ROSATOM. Www.rosatom-europe.com. C2024. Dostupné z: https://www.rosatom-europe.com/en/press-centre/news/rosatom-starts-irradiation-of-the-new-atf-fuel-matrix/. [cit. 2024-05-09].

[26] FRAMATOME. *Development of New Technology*. Online. FRAMATOME. Https://nextevolutionfu C2024. Dostupné z: https://nextevolutionfuel.com/framatome-eatf-program/. [cit. 2024-05-09].

[27] KEPCO NF. *Development of New Technology*. Online. KEPCO NF. Kepco nuclear fuel. C2018. Dostupné z: https://www.knfc.co.kr/board?menuId=MENU00640&siteId=null. [cit. 2024-05-09].

[28] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISION. *Longer Term Accident Tolerant Fuel Technologies*. Online. UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISION. Nuclear reactors. 2023. Dostupné z: https://www.nrc.gov/reactors/power/atf/technologies/longer-term.html. [cit. 2024-05-13].

[29] GENERAL ELECTRIC COMPANY. *GNF Delivers Accident Tolerant Fuel Assemblies for Plant Installation*. Online. GENERAL ELECTRIC COMPANY. Press Release. 2018. Dostupné z: https://www.ge.com/news/press-releases/gnf-delivers-accident-tolerant-fuel-assemblies-plant-installation. [cit. 2024-05-13].

[30] Commentary: The Materials Project: A materials genome approach to accelerating materials innovation. Online. *APL Journal*. Roč. 1, č. 1, article 011002. ISSN 2166-532X. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1063/1.4812323. [cit. 2024-02-11].

[31] PLOMBEN, A.J.M.; CABELLOS, O.; DE SAINT JEAN, C. a , et al. The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3. Online. *The European Physical Journal A*. 2020, roč. 56, č. 181. Dostupné z: https://doi.org/https://doi.org/10.1140/epja/s10050-020-00141-9. [cit. 2024-03-06].

Seznam symbolů a zkratek

ATF	Accident tollerant fuels - havarijně odolné paliva
ŠP	štěpné produkty
LOCA	Loss of coolant accident - havárie se ztrátou chladiva
AOO	Abnormal operation - Abnormální provoz
TRISO	Tri-structural isotropic particle fuel
GE	General Electric
GA	General Atomics
VA	Vyhořívající absorbátor
GNF	Global nuclear fuel
FeCrAl	Slitina železa, chromu a hliníku
EDF	Électricité de France
MAX	Vícevrstvé nitridy a karbidy
KEPCO NF	KEPCO Nulear Fuel

Seznam příloh

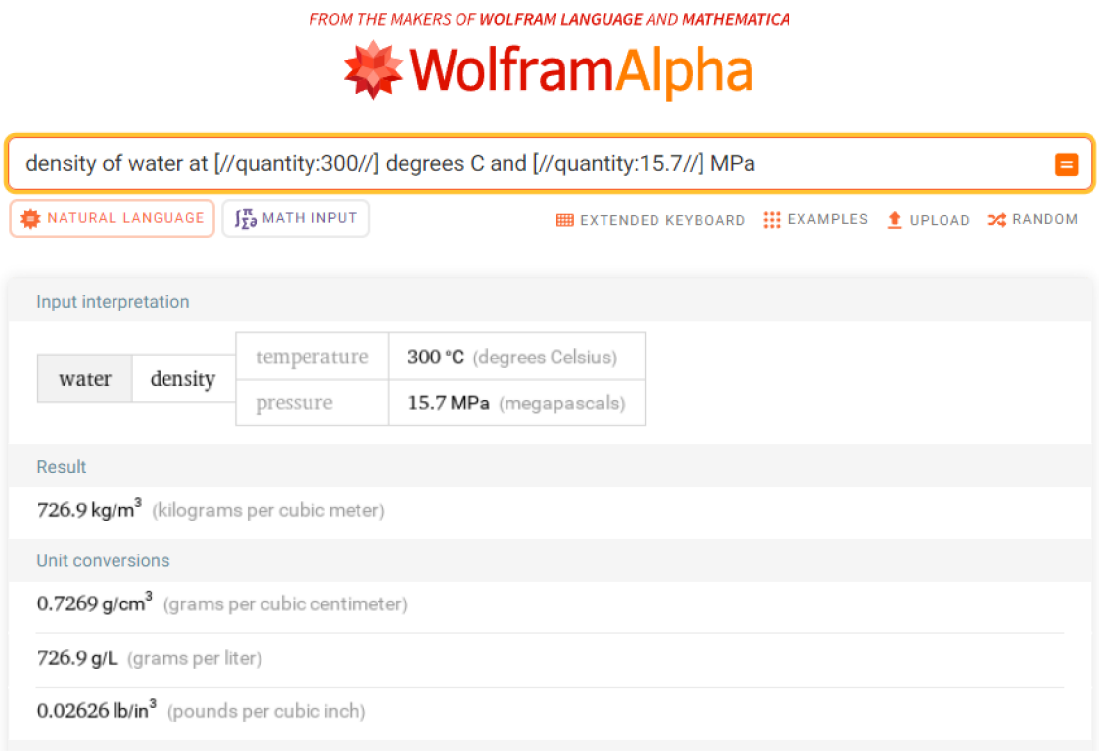
A Hustota vody při 300°C a 15,7MPa **61**

B Vstupní soubor UWB1 **63**

B.1 U_2Ge_3 přírodní izotopy Ge obohacení 10% 63

B.2 UTe přírodní izotopy Te obohacení 10% 64

A Hustota vody při 300°C a 15,7MPa



Obr. A.1: Hustota vody při 300°C a 15,7MPa

B Vstupní soubor UWB1

B.1 U_2Ge_3 přírodní izotopy Ge obohacení 10%

```
U2Ge3 10%
8                       prl_threads - number of threads
10000                     npg - number of neutrons per generation
5                       nsng - number of skipped neutron generations
105                       tnng - total number of neutron generations
5                       n_ccregion - number of concentric cylinder regions
0.1 0.2 0.3 0.38 0.455          rccregion - concentric cylinder region radii
0.6375                    hpitch - half pitch
2                       lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
44                      idepl - number of depletion intervals
3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 ... 3.10000E+01 3.10000E+01 3.10000E+01 depl_power - irradiation power
5.00000E-01 1.00000E+00 2.00000E+00 ... 2.14880E+03 2.28440E+03 2.42000E+03 depl_time - irradiation days
1 1 1 1 1 0               depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
1 1 1 1 2 2               reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
900.0 900.0 900.0 900.0 625.0 578.0 maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
"/home/vojta/Stažené/uwb1libs/"   folder with uwb1 libraries
7                       number of nuclides in region  1 (fuel)
7                       number of nuclides in region  2 (fuel)
7                       number of nuclides in region  3 (fuel)
7                       number of nuclides in region  4 (fuel)
12                        number of nuclides in region  5 (clad)
2                       number of nuclides in region  6 (mod)
82    725   320700   5.71010E-03      nuclear densities in region  1 (fuel)
83    728   320720   7.63850E-03
84    729   320730   2.15937E-03
85    731   320740   1.01624E-02
86    734   320760   2.15659E-03
362   3514  922350   1.85513E-03
365   3518  922380   1.66962E-02
82    725   320700   5.71010E-03      nuclear densities in region  2 (fuel)
83    728   320720   7.63850E-03
84    729   320730   2.15937E-03
85    731   320740   1.01624E-02
86    734   320760   2.15659E-03
362   3514  922350   1.85513E-03
365   3518  922380   1.66962E-02
82    725   320700   5.71010E-03      nuclear densities in region  3 (fuel)
83    728   320720   7.63850E-03
84    729   320730   2.15937E-03
85    731   320740   1.01624E-02
86    734   320760   2.15659E-03
362   3514  922350   1.85513E-03
365   3518  922380   1.66962E-02
82    725   320700   5.71010E-03      nuclear densities in region  4 (fuel)
83    728   320720   7.63850E-03
84    729   320730   2.15937E-03
85    731   320740   1.01624E-02
86    734   320760   2.15659E-03
362   3514  922350   1.85513E-03
365   3518  922380   1.66962E-02
117   1039  400900   2.19170E-02      nuclear densities in region  5 (clad)
118   1041  400910   4.77956E-03
119   1042  400920   7.30565E-03
121   1044  400940   7.40363E-03
123   1046  400960   1.19276E-03
124   1081  410930   4.22623E-04
304   2594  721740   1.05594E-08
305   2596  721760   3.47139E-07
306   2597  721770   1.22753E-06
307   2600  721780   1.80037E-06
308   2603  721790   8.98867E-07
309   2606  721800   2.31514E-06
1   1   10010 4.86103E-02       nuclear densities in region  6 (mod)
15  86  80160 2.43051E-02
eof
```

B.2 UTe přírodní izotopy Te obohacení 10%

```
UTe 10%
8                       prl_threads - number of threads
10000                     npg - number of neutrons per generation
5                       nsng - number of skipped neutron generations
105                      tnng - total number of neutron generations
5                       n_ccregion - number of concentric cylinder regions
0.1 0.2 0.3 0.38 0.455          rccregion - concentric cylinder region radii
0.6375                    hpitch - half pitch
2                       lat - lattice type (1=square, 2=hexagonal)
48                      idepl - number of depletion intervals
4.80000E+01 4.80000E+01 4.80000E+01 ... 4.80000E+01 4.80000E+01 4.80000E+01  depl_power - irradiation power
1.00000E+00 2.00000E+00 3.00000E+00 ... 1.43750E+03 1.50000E+03 1.56250E+03 depl_time - irradiation days
1 1 1 1 1 0               depl_type - regions depletion (0=no depletion, 1=power depletion, 2=flux depletion)
1 1 1 1 2 2               reg_libtype - regions transport/burnup libraries position
900.0 900.0 900.0 900.0 625.0 578.0 maxwell_kelvin - regions maxwell temperatures
"/home/vojta/Stažené/uwb1libs/"         folder with uwb1 libraries
10                      number of nuclides in region  1 (fuel)
10                      number of nuclides in region  2 (fuel)
10                      number of nuclides in region  3 (fuel)
10                      number of nuclides in region  4 (fuel)
12                      number of nuclides in region  5 (clad)
2                       number of nuclides in region  6 (mod)
189   1637  521200   1.70451E-05       nuclear densities in region  1 (fuel)
190   1640  521220   4.82946E-04
191   1641  521230   1.68557E-04
192   1643  521240   8.97711E-04
193   1644  521250   1.33899E-03
194   1646  521260   3.56812E-03
196   1649  521280   6.01125E-03
198   1652  521300   6.45443E-03
362   3514  922350   1.89390E-03
365   3518  922380   1.70451E-02
189   1637  521200   1.70451E-05       nuclear densities in region  2 (fuel)
190   1640  521220   4.82946E-04
191   1641  521230   1.68557E-04
192   1643  521240   8.97711E-04
193   1644  521250   1.33899E-03
194   1646  521260   3.56812E-03
196   1649  521280   6.01125E-03
198   1652  521300   6.45443E-03
362   3514  922350   1.89390E-03
365   3518  922380   1.70451E-02
189   1637  521200   1.70451E-05       nuclear densities in region  3 (fuel)
190   1640  521220   4.82946E-04
191   1641  521230   1.68557E-04
192   1643  521240   8.97711E-04
193   1644  521250   1.33899E-03
194   1646  521260   3.56812E-03
196   1649  521280   6.01125E-03
198   1652  521300   6.45443E-03
362   3514  922350   1.89390E-03
365   3518  922380   1.70451E-02
189   1637  521200   1.70451E-05       nuclear densities in region  4 (fuel)
190   1640  521220   4.82946E-04
191   1641  521230   1.68557E-04
192   1643  521240   8.97711E-04
193   1644  521250   1.33899E-03
194   1646  521260   3.56812E-03
196   1649  521280   6.01125E-03
198   1652  521300   6.45443E-03
362   3514  922350   1.89390E-03
365   3518  922380   1.70451E-02
117   1039  400900   2.19170E-02       nuclear densities in region  5 (clad)
118   1041  400910   4.77956E-03
119   1042  400920   7.30565E-03
121   1044  400940   7.40363E-03
123   1046  400960   1.19276E-03
124   1081  410930   4.22623E-04
304   2594  721740   1.05594E-08
305   2596  721760   3.47139E-07
306   2597  721770   1.22753E-06
307   2600  721780   1.80037E-06
308   2603  721790   8.98867E-07
309   2606  721800   2.31514E-06
1   1   10010 4.86103E-02       nuclear densities in region  6 (mod)
15  86  80160 2.43051E-02
eof
```