

**VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ**

**BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY**

**FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ  
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY**

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

**PALIVO JADERNÝCH ELEKTRÁREN A JEHO  
CHOVÁNÍ V PRŮBĚHU VYHOŘÍVÁNÍ**

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE  
BACHELOR'S THESIS**

**AUTOR PRÁCE  
AUTHOR**

**VÍTĚZSLAV MATOCHA**

**BRNO**

**2012**



**VYSOKÉ UČENÍ  
TECHNICKÉ V BRNĚ**

**Fakulta elektrotechniky  
a komunikačních technologií**

**Ústav elektroenergetiky**

## Bakalářská práce

bakalářský studijní obor

**Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

**Student:** Vítězslav Matocha  
**Ročník:** 3

**ID:**125538  
**Akademický rok:** 2011/2012

### **NÁZEV TÉMATU:**

**Palivo jaderných elektráren a jeho chování v průběhu vyhořívání**

### **POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:**

1. Popište historický vývoj jaderných paliv, jeho typy a specifika pro různé typy JR.
2. Popište tzv. vnitřní palivový cyklus uranového i uran-plutoniového jaderného paliva.
3. Popište jevy probíhající v jaderném palivu v průběhu jeho vyhořívání.
4. Vytvořte bodový model vyhořívání uranového paliva.
5. Sledujte závislost koncentrace významných transuranů a nejvýznamnějších štěpných produktů na neutronově-fyzikálních parametrech aktivní zóny.

### **DOPORUČENÁ LITERATURA:**

podle pokynů vedoucího práce

**Termín zadání:** 6.2.2012

**Termín odevzdání:** 25.5.2012

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

**Konzultanti bakalářské práce:**

**doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.**  
Předseda oborové rady

### **UPOZORNĚNÍ:**

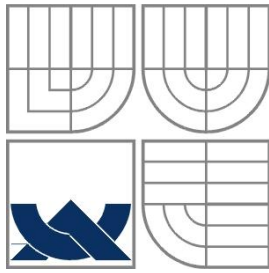
Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných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

Bibliografická citace práce:

MATOCHA, V. *Palivo jaderných elektráren a jeho chování v průběhu vyhořívání*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2012. 54 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D..

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

.....



**VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ**



**Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií  
Ústav elektroenergetiky**

**Bakalářská práce**

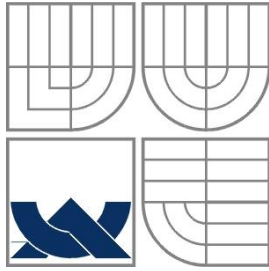
# **Palivo jaderných elektráren a jeho chování v průběhu vyhořívání**

**Vítězslav Matocha**

**vedoucí: Ing. Karel Katovský, Ph.D.**

**Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2012**

**Brno**



**BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY**



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

**Bachelor's Thesis**

# **Nuclear fuel and its behavior during burn-up**

by

**Vítězslav Matocha**

**Supervisor: Ing. Karel Katovský, Ph.D.**

**Brno University of Technology, 2012**

**Brno**

## ABSTRAKT

Cílem této bakalářské práce je charakterizovat typy jaderných paliv a jejich vlastnosti, uvést základní typy jaderných reaktorů, jejich historii a různé druhy jaderných paliv, která používají. Dále se práce věnuje vnitřním palivovým cyklům. Ovšem hlavní náplní a základem práce je vyhořívání paliva a děje probíhající v jaderném palivu jako je napuchání, praskání a tvorba plyných produktů štěpení. Významná část je věnována jednoduchému modelu vyhořívání paliva v reaktoru, který s využitím programu Maple modeluje vývoj koncentrace izotopů uranu a plutonia v závislosti na čase. Umožňuje tak teoreticky sledovat vyhořívání paliva v tepelném reaktoru po dobu simulace, tedy po dobu 3 let.

**KLÍČOVÁ SLOVA:** jaderné palivo, jaderné reaktory, MOX, kovová paliva, keramická paliva, vyhoření, palivový cyklus, TVEL, uran, plutonium, thorium, thoriový palivový cyklus, produkty štěpení, množivé materiály, štěpné materiály, napuchání, praskání, plyné produkty štěpení, model vyhořívání paliva

**ABSTRACT**

The point of this bachelor's thesis is to characterize different types of nuclear fuels and their behaviour during the process of burning-up. Further, basic types of nuclear reactors are mentioned, as well as their history and different kinds of nuclear fuels used in these reactors. Then there are pieces of information about fuel cycles and fuel burning-up. Furthermore, the thesis concentrates on the changes, which happen in the nuclear fuel during the process of burning-up, such as swelling and cracking. In its other parts, this bachelor's thesis deals with fission products, mainly gas fission products are mentioned here. At the end of this thesis, a simple model of nuclear fuel burning-up is created. This model follows concentration of isotopes of uranium and plutonium during fuel burning-up.

**KEY WORDS:**

nuclear fuel, nuclear reactors, MOX, metal fuels, ceramic fuels, burn-up, fuel cycle, TVEL, uranium, plutonium, thorium, thorium fuel cycle, fission products, fertile materials, fissile materials, cracking, swelling, fission gas products, model of burning-up

## OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	10
SEZNAM TABULEK .....	11
1 ÚVOD .....	12
2 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH REAKTORŮ .....	13
3 TYPY JADERNÝCH PALIV A JEJICH VLASTNOSTI.....	15
3.1 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH PALIV .....	15
3.2 KOVOVÁ JADERNÁ PALIVA.....	16
3.3 SLITINY URANU A PLUTONIA .....	17
3.4 KERAMICKÁ PALIVA .....	18
3.5 PALIVA MOX (MIXED OXIDE) .....	19
4 HISTORICKÝ VÝVOJ JADERNÝCH REAKTORŮ A JEJICH PALIV.....	21
4.1 PLYNEM CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY .....	21
4.1.1 PLYNEM CHLAZENÝ GRAFITOVÝ REAKTOR NA PŘÍRODNÍ URAN GCR .....	21
4.1.2 ZDOKONALENÉ PLYNEM CHLAZENÉ REAKTORY NA OBOHACENÝ URAN AGR .....	23
4.1.3 PLYNEM CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY NA OBOHACENÝ URAN HTGR.....	24
4.2 REAKTORY MODEROVANÉ TĚŽKOU VODOU HWR.....	25
4.3 LEHKOU VODOU CHLAZENÉ GRAFITOVÉ REAKTORY NA OBOHACENÝ URAN.....	27
4.4 LEHKOU VODOU MODEROVANÉ A CHLAZENÉ REAKTORY NA OBOHACENÝ URAN LWR.....	28
4.5 TEKUTÝMI KOVY CHLAZENÉ RYCHLÉ MNOŽIVÉ REAKTORY LMFBR .....	30
5 PALIVA OD KORPORACE TVEL.....	32
5.1 PALIVOVÉ ČLÁNKY PRO REAKTORY VVER.....	32
5.2 PALIVOVÉ ČLÁNKY PRO REAKTORY BN.....	33
5.3 PALIVOVÉ ČLÁNKY PRO REAKTORY RBMK.....	33
6 THORIUM-URANOVÝ PALIVOVÝ CYKLUS .....	35
7 URANOVÝ A URAN-PLUTONIOVÝ PALIVOVÝ CYKLUS.....	36
8 JEVY PROBÍHAJÍCÍ V PALIVU V PRŮBĚHU JEHO VYHOŘÍVÁNÍ.....	39
8.1 OTRAVA REAKTORU .....	39
8.2 ZASTRUSKOVÁNÍ REAKTORU .....	40
8.3 VYHOŘÍVÁNÍ PALIVA .....	41
8.4 DĚJE PROBÍHAJÍCÍ V PALIVU .....	42
8.5 PLYNNÉ PRODUKTY ŠTĚPENÍ UVOLŇOVANÉ V PALIVU.....	42
8.6 PRASKÁNÍ A PŘEHŘÍVÁNÍ PALIVA (CRACKING AND OVERHEATING).....	44
8.7 NAPUCHÁNÍ (SWELLING) .....	46
8.8 VLIV RADIACE NA MATERIÁLY .....	47
9 MODEL VYHOŘÍVÁNÍ PALIVA.....	48



---

<b>10 ZÁVĚR.....</b>	<b>52</b>
<b>POUŽITÁ LITERATURA .....</b>	<b>53</b>

## SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 4-1 Vliv obsahu molybdenu na objemový růst slitin [1]</i> .....	17
<i>Obr. 4-2 Změna měrné hmotnosti slitiny U-Mo v závislosti na teplotě ozařování [1]</i> .....	18
<i>Obr. 5-1 Palivové články reaktoru Magnox z jaderné elektrárny Calder Hall po převezení k přepracování do Sellafieldu (Velká Británie) [19]</i> .....	22
<i>Obr. 5-2 Obrázek palivového článku reaktoru typu AGR [20]</i> .....	22
<i>Obr. 5-3 Palivový článek reaktoru Magnox umístěný v muzeu [19]</i> .....	23
<i>Obr. 5-4 Ukázka kulových obalovaných částic z projektu PBMR v JAR [16]</i> .....	24
<i>Obr. 5-5 Kulová obalovaná částice typu TRISO pro reaktory HTGR [19]</i> .....	25
<i>Obr. 5-6 Palivové svazky Kanadských reaktorů typu Candu [19]</i> .....	26
<i>Obr. 5-7 Palivový článek reaktoru Candu [19]</i> .....	26
<i>Obr. 5-8 Palivový článek reaktoru typu RBMK-1000 [21]</i> .....	27
<i>Obr. 5-9 Palivový článek reaktoru RBMK [19]</i> .....	28
<i>Obr. 5-10 Schématické znázornění palivového článku reaktoru PWR (Mitsubishi Nuclear Fuel) [20]</i> .....	29
<i>Obr. 5-11 Palivový článek reaktoru PWR [19]</i> .....	30
<i>Obr. 5-12 Palivový článek tlakovodního reaktoru z nákladní lodě NS Savannah [19]</i> .....	30
<i>Obr. 6-1 Ukázka palivových článků pro VVER-1000 [6]</i> .....	33
<i>Obr. 6-2 Ukázka palivových článků pro reaktory RBMK [6]</i> .....	34
<i>Obr. 8-1 Křivky výskytu štěpných produktů pro izotopy <math>^{233}\text{U}</math>, <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{Pu}</math> [7]</i> .....	37
<i>Obr. 8-2 Obsah vyhořelého paliva lehkovodního reaktoru [10]</i> .....	38
<i>Obr. 9-1 Časová změna reaktivity vlivem <math>^{135}\text{Xe}</math> po vypnutí reaktoru [8]</i> .....	39
<i>Obr. 9-2 Ovlivnění reaktivity izotopem <math>^{149}\text{Sm}</math> v lehkovodním reaktoru [8]</i> .....	40
<i>Obr. 9-3 Zobrazení změny koncentrace izotopů uranu a plutonia [8]</i> .....	41
<i>Obr. 9-4 Vnitřní struktura palivových pelet s vytvořenými póry [17]</i> .....	43
<i>Obr. 9-5 Závislost uvolněných plynných produktů štěpení na vyhoření paliva [17]</i> .....	44
<i>Obr. 9-6 Rozložení teploty uvnitř pelety o průměru 10 mm [22]</i> .....	45
<i>Obr. 9-7 Rozložení teploty uvnitř pelety o průměru 26 mm [22]</i> .....	45
<i>Obr. 9-8 Swelling paliva díky štěpným produktům [23]</i> .....	46
<i>Obr. 10-1 Diferenciální rovnice pro izotopy: <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{238}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{Np}</math>, <math>^{239}\text{Pu}</math>, <math>^{240}\text{Pu}</math>, <math>^{241}\text{Pu}</math></i> .....	48
<i>Obr. 10-2 Změna koncentrace uranu <math>^{238}\text{U}</math></i> .....	49
<i>Obr. 10-3 Průběh vyhořívání <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{Pu}</math>, <math>^{240}\text{Pu}</math>, <math>^{241}\text{Pu}</math></i> .....	50
<i>Obr. 10-4 Změna koncentrace izotopů plutonia <math>^{239}\text{Pu}</math>, <math>^{240}\text{Pu}</math>, <math>^{241}\text{Pu}</math></i> .....	51
<i>Obr. 10-5 Změna koncentrace <math>^{235}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{U}</math>, <math>^{239}\text{Np}</math></i> .....	51

**SEZNAM TABULEK**

<i>Tab. 2-1 Mezinárodní označení jaderných energetických reaktorů [1]</i> .....	13
<i>Tab. 3-1 Základní typy jaderných paliv [2]</i> .....	16
<i>Tab. 3-2 Výrobci paliva typu MOX ve světě [20]</i> .....	20
<i>Tab. 5-1 Délka kampaně, obohacení a průměrné vyhoření palivových článků VVER [6]</i> .....	32
<i>Tab. 5-2 Obohacení a průměrné vyhoření palivových článků BN [6]</i> .....	33
<i>Tab. 5-3 Délka kampaně, obohacení a průměrné vyhoření palivových článků RBMK [6]</i> .....	33

# 1 ÚVOD

Poptávka po energii spolu s lidskými potřebami neustále rostou a se snižováním zásob fosilních paliv bude energie z jaderných elektráren stále potřebnější. I přes nedávnou havárii v jaderné elektrárně ve Fukušimě se dá očekávat, že rozvoj jaderné energetiky bude pokračovat minimálně stejným tempem jako dodnes a na světě se budou stavět nové jaderné reaktory.

Základem každého reaktoru je jeho jaderné palivo a vhodná volba této části je nesmírně důležitá. Ovšem výzkum jaderných paliv je kvůli radioaktivitě velmi náročný a nákladný.

Právě tato práce se věnuje problematice jaderných paliv a jejich použití v jaderných reaktorech. Existuje řada možností, jaké palivo použít. Od přírodního uranu přes nejpoužívanější mírně obohacená keramická paliva až po vysoce obohacené palivo.

V současnosti se stále více klade důraz na recyklování použitého jaderného paliva a vývoj jaderných paliv, která se vyrábí právě recyklováním použitého jaderného paliva. Typickou ukázkou je v této práci zmíněné palivo MOX. Také se intenzivně vyvíjí i thorium-uranový palivový cyklus, který umožňuje využít relativně vysoké zásoby přírodního thoria k energetickým účelům.

I přesto, že výzkum jaderné energetiky začal již ve čtyřicátých letech dvacátého století a od té doby se výrazně posunul vpřed, jsou stále v této oblasti velké možnosti vývoje.

Tato práce se snaží přiblížit základy jaderných paliv. Zejména pojednává o jevech probíhajících v palivu v průběhu vyhořívání, a tak nám umožňuje alespoň nahlédnout do problematiky procesů, které probíhají v jaderném palivu a přiblížit děje jako je swelling, cracking, creeping a vyhořívání paliva, či vznik produktů štěpení.

## 2 ZÁKLADNÍ TYPY JADERNÝCH REAKTORŮ

Jaderné reaktory můžeme dělit podle mnoha hledisek. Nejdůležitější mezinárodní označování jaderných reaktorů je dle použitého chladiva a moderátoru. V následující tabulce jsou vypsány některé nejběžnější typy reaktorů a jejich označení.

Tab. 2-1 Mezinárodní označení jaderných energetických reaktorů [1]

Označení	Význam
<b>GCR</b>	Gas cooled, graphite moderated reactor Plynem chlazený grafitový reaktor
<b>AGR</b>	Advanced gas cooled, graphite moderated reactor Zdokonalený plynem chlazený reaktor
<b>HTGR</b>	High temperature gas cooled, graphite moderated reactor Vysokoteplotní reaktor
<b>LWGR/RBMK</b>	Light water cooled, graphite moderated reactor Grafitový reaktor
<b>LWR</b>	Light water moderated and cooled reactor Lehkovodní reaktor
<b>PWR/VVER</b>	Pressurized light water moderated and cooled reactor Tlakovodní reaktor
<b>BWR</b>	Boiling light water moderated and cooled reactor Lehkovodní varný reaktor
<b>HWR</b>	Heavy water moderated reactor Těžkovodní reaktor
<b>PHWR</b>	Pressurized heavy water moderated and cooled reactor Tlakový těžkovodní reaktor
<b>FBR</b>	Fast breeder reactor Rychlý množivý reaktor
<b>LMFBR</b>	Liquid metal cooled fast breeder reactor Tekutými kovy chlazený rychlý reaktor
<b>MSBR</b>	Molten salt cooled, breeder reactor Množivý reaktor s palivem ve formě roztavených solí

Reaktory se také dělí podle uspořádání aktivní zóny na **homogenní** a **heterogenní**. U homogenních je moderátor ve směsi či roztoku s palivem. U heterogenních je moderátor fyzicky oddělen od paliva. Ve většině dosavadních reaktorů je použito heterogenní uspořádání a celý konstrukční celek jaderného paliva v reaktoru se označuje jako palivový článek, který dále obsahuje palivové elementy. Palivový element tvoří jaderné palivo a pokrytí. V palivovém článku může být jeden palivový element nebo více palivových elementů.

Svazky palivových elementů jsou buď bezobalové, nebo mohou být umístěny v obalové trubce. Ta zajišťuje ochranu palivových elementů a průtok chladiva. Ke spodní části obálky bývá připojena opěrná část palivového článku, která jej ukotvuje v aktivní zóně a je konstrukčně vyrobena pro přívod chladiva. K horní části je připojena hlavice pro manipulaci s palivovým článkem, zejména pro jeho vysouvání. Konstrukce palivových článků je velmi rozmanitá a závisí na použitém chladivu, moderátoru, palivu a typu reaktoru. [1]

Dalším důležitým hlediskem pro třídění reaktorů je jejich schopnost reprodukce jaderného paliva. Podle palivového cyklu a jejich účasti na jaderné reakci tedy dělíme reaktory do 3 hlavních skupin:

- 1) **Burnery**: Jaderné reaktory, které pouze spalují čistý štěpný materiál a neprodukují nový štěpný materiál. Příkladem tohoto typu reaktoru jsou ponorkové reaktory typu PWR na vysoce obohacený  $^{235}\text{U}$ .
- 2) **Konventory** a **pseudobreedery**: Typy reaktorů, které produkují nový štěpný materiál, ovšem jiného chemického složení, než samy spalují. Konventory spalují více štěpného materiálu, než kolik poté vyprodukují. Naopak pseudobreedery vyrobí více jader štěpného materiálu, než kolik spálily. Příkladem konventoru je reaktor typu PWR na mírně obohacený  $^{235}\text{U}$ , který vyrábí  $^{239}\text{Pu}$ . Pseudobreedery jsou například reaktory typu MSBR. Tyto reaktory spalují vysoce obohacený  $^{235}\text{U}$  s  $^{232}\text{Th}$  a vyrábí  $^{233}\text{U}$ .
- 3) **Breedery**: Množivé reaktory, které produkují více štěpného materiálu stejného chemického složení, jako samy spálí. Do této skupiny reaktorů patří například LMFBR, které spalují  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{238}\text{U}$  a produkují rovněž  $^{239}\text{Pu}$ . [1]

Reaktory také můžeme dělit podle toho, jaký typ neutronů způsobuje štěpení. Mluvíme pak o **rychlých reaktorech** využívajících rychlé neutrony s energií větší než  $1,6 \cdot 10^{-14}$  J (0,1 MeV) a také o **tepelných reaktorech**, ve kterých štěpení způsobují neutrony s energií menší než  $1,6 \cdot 10^{-20}$  J (0,1 eV). V případě, že se ke štěpení v reaktoru používají elektrony s energií mezi 1 až 1000 eV, pak se jedná o **reaktory epidermální** (nadteplné). [1]

## 3 TYPY JADERNÝCH PALIV A JEJICH VLASTNOSTI

### 3.1 Základní typy jaderných paliv

V jaderných reaktorech se používá několik základních typů jaderných paliv. V závislosti na typu jaderného reaktoru se vhodně volí i jaderné palivo, které musí vyhovovat požadavkům daného reaktoru. Ať už se jedná o parametry aktivní zóny, nebo vysoké požadavky na bezpečnost, či ekonomicky přijatelný provoz [2].

V palivovém článku mohou být jaderná paliva v několika podobách (z [2] a [3]):

- 1) Kov
- 2) Slitiny kovu
- 3) Keramická paliva
- 4) Směsi keramických paliv
- 5) Kermet
- 6) Tavené soli

Aktivní paliva v palivovém článku mohou mít dva účely:

Jednak zajišťují štěpnou reakci - tyto materiály označujeme jako **štěpné materiály**. Sem hlavně patří materiály, které obsahují jeden ze tří následujících izotopů:  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ . Pouze  $^{235}\text{U}$  se vyskytuje v přírodě. V přírodním uranu tvoří 0,712 % hmotnosti, a proto izotop uranu  $^{235}\text{U}$  označujeme jako primární štěpný materiál.

V uranové rudě se také vyskytuje  $^{239}\text{Pu}$ , ovšem v zanedbatelném množství ( $5 \cdot 10^{-12}$  %). Kvůli tomu je nutno izotopy, které se nevyskytují v přírodě ( $^{239}\text{Pu}$  a  $^{233}\text{U}$ ), získávat umělou cestou ozařováním v reaktoru. Oba tyto izotopy jsou proto sekundární štěpné materiály. Izotop  $^{239}\text{Pu}$  vzniká pouze při krátkodobém ozařování, při dlouhodobém ozařování vznikají další izotopy plutonia, například  $^{241}\text{Pu}$ .

Druhým účelem je zajištění vzniku nového jaderného paliva. Tyto materiály označujeme jako **množivé materiály**. Sem patří zejména  $^{238}\text{U}$  (v přírodním uranu 99,282 %) a  $^{232}\text{Th}$  (v přírodním thoriu 100 %). Tyto materiály jsou surovinou pro výrobu sekundárních štěpných materiálů. [1]

Všeobecně dochází ke štěpení u izotopů plutonia a uranu s lichým nukleonovým číslem.

Paliva můžeme dělit podle stupně obohacení:

- 1) Přírodní uran
- 2) Low-enriched uranium (LEU): obsahuje méně než 20 % izotopu  $^{235}\text{U}$
- 3) High-enriched uranium (HEU): obsahuje více než 20 %  $^{235}\text{U}$  nebo  $^{233}\text{U}$
- 4) Ochuzený uran, depleted uranium (DU): tvořen izotopem uranu  $^{238}\text{U}$  [15]

Palivové elementy mohou mít různý geometrický tvar. Nejběžněji bývají ve formě proutků, či tyčí, tablet (pelet), desek, nebo kuliček [2].

Základní typy nejběžnějších jaderných paliv, jejich složení, geometrický tvar a typy reaktorů, ve kterých se používají, jsou uvedeny v následující tabulce.

Tab. 3-1 Základní typy jaderných paliv [2]

Složení	Geometrický tvar	Typ reaktoru
kovový uran	proutky, tyče	
slitiny U + Mo	desky	HWR
slitiny U + Zr + Nb	desky	FBR
disperze U v oceli	desky	LWR
kermety U + UO <sub>2</sub>	desky	
kermety U + UC	desky	
UO <sub>2</sub> (přírodní uran)	tablety	HWR
UO <sub>2</sub> (ochuzený uran)	tablety, kuličky	FBR množivá zóna
UO <sub>2</sub> (3 – 4 % <sup>235</sup> U)	tablety, kuličky	LWR
UO <sub>2</sub> (20 – 30 % <sup>235</sup> U)	tablety, kuličky	FBR
UO <sub>2</sub> + 1 – 9 % PuO <sub>2</sub>	tablety, kuličky	HWR, LWR
UO <sub>2</sub> + 20 – 30 % PuO <sub>2</sub>	tablety, kuličky	FBR
UC + PuC, UN + PuN	tablety, kuličky	FBR
ThO <sub>2</sub> + 10 – 15 % UO <sub>2</sub> ( <sup>233</sup> U, <sup>235</sup> U)	povlékané kuličky	HTGR
ThO <sub>2</sub> + UO <sub>2</sub> (93 % <sup>235</sup> U)	povlékané kuličky	HTGR
ThO <sub>2</sub> + UC <sub>2</sub> (93 % <sup>235</sup> U)	povlékané kuličky	HTGR
71,7 % LiF + 16 % BeF <sub>2</sub> + 12 % ThF <sub>4</sub> + 0,3 UF <sub>4</sub> (U233)		MSBR

### 3.2 Kovová jaderná paliva

Vlastnosti kovového uranu:

Uran v kovové podobě je díky svým metalografickým vlastnostem špatným palivem. Jeho krystalografická soustava je za studena šesterečná, tedy silně anizotropická. Při teplotě 665 °C dochází u uranu k alotropické přeměně a závažné změně objemu. Uran se také působením záření anizotropicky deformuje. Jedná se o swelling neboli napuchání. Tento jev je u kovového uranu mnohem výraznější než u keramických paliv. Problémem u kovového uranu je nemožnost překročit teplotu alotropické přeměny bez nebezpečí vzniku trhlin, dutin následkem tepelných změn (zejména při zastavení či spouštění reaktoru). [3]

Vlastnosti kovového plutonia:

Plutonium v kovové podobě má ještě horší vlastnosti než uran. Jeho bod tání je 637 °C. Bod tání je tedy příliš nízký na to, aby plutonium mělo dobré tepelné vlastnosti v pevném skupenství, a naopak příliš vysoký, aby jej bylo možno použít v kapalném skupenství. Dále použití plutonia komplikuje jeho pět alotropických přeměn. Z nichž první nastávají již při teplotách 25 °C a 117 °C. [3]



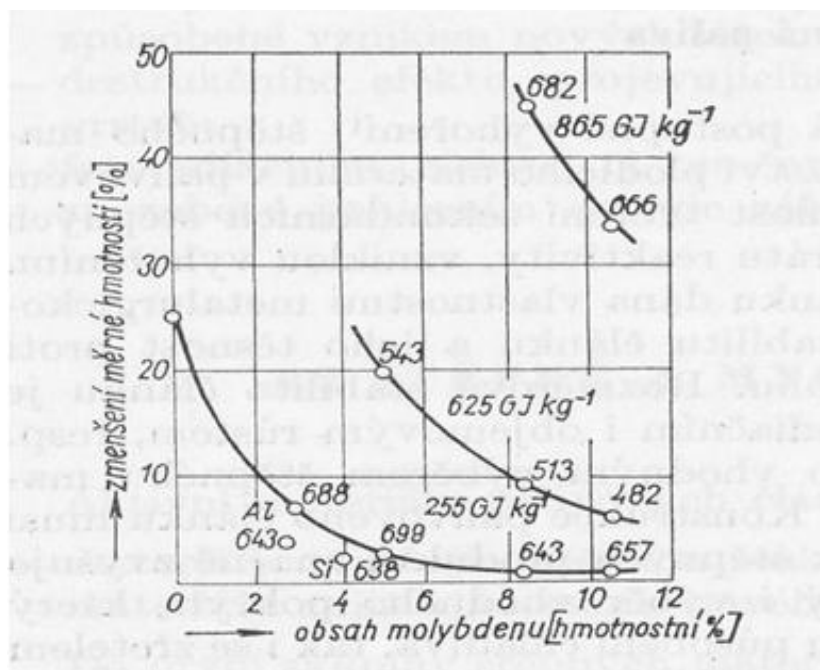
Základní problémy použití kovových paliv jsou tedy malá radiační odolnost (vysoký radiační a objemový růst) a relativně nízké provozní teploty. Kvůli těmto vlastnostem použitím kovových paliv dosáhneme nízkých výkonů v aktivní zóně a nízkého stupně vyhoření.

Radiační odolnost se dá vylepšit legováním uranu. Jenže tím zvýšíme absorpční průřezy a pořizovací náklady. Legování se provádí přísadami Cr, Ce, Y, Be obvykle v množství do 1%. Přidáním přísad dojde k vytvoření tuhého roztoku uranu a přidaných prvků, které tvoří pasti pro plynné produkty štěpení. U legovaného uranu je horní hranice maximálního vyhoření přibližně 20 000 MWd/t.

Naopak kovová paliva mají i své výhody. Jednak je u nich vysoká hustota štěpného materiálu, a tedy vysoký makroskopický účinný průřez pro štěpení, a dále kovová paliva mají dobrou tepelnou vodivost. [1]

### 3.3 Slitiny uranu a plutonia

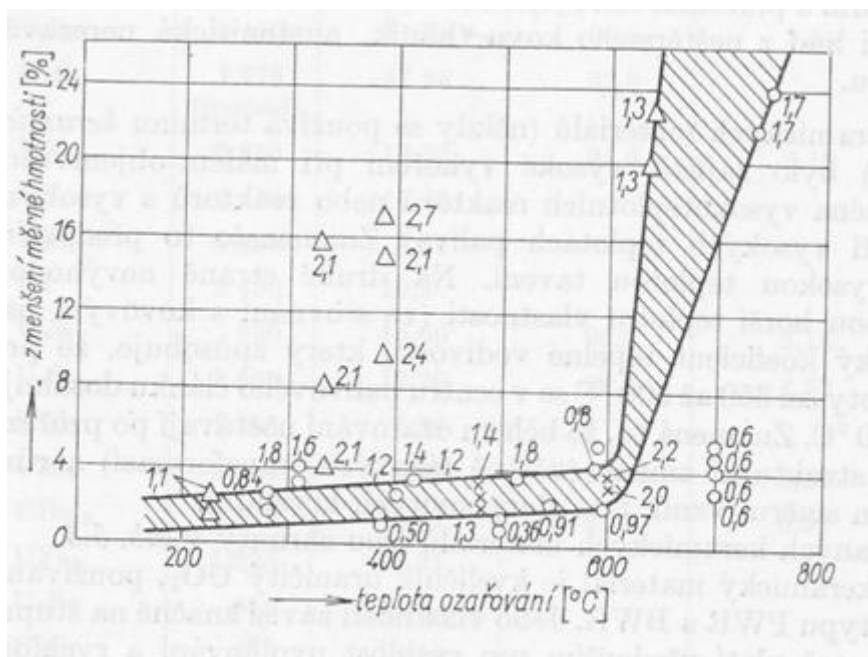
Slitiny oproti kovům mají lepší radiační stálost, izotropní vlastnosti a vyšší provozní teplotu. Dále je možné dosáhnout vyššího vyhoření. S tím, že slitiny si zachovávají výhody kovových paliv.



Obr. 3-1 Vliv obsahu molybdenu na objemový růst slitin [1]

Alfa-slitiny uranu jsou vyvíjeny se záměrem snížit objemový růst. Slitiny uranu jsou disperzně zpevněny jemnými částicemi, které vytvoří přídavná centra pro záchyt plynných produktů štěpení. Tohoto zpevnění lze dosáhnout přidáním malého množství málo rozpustných prvků jako je Si, Fe, Al. Příkladem alfa-slitin jsou slitiny typu U-Mo s malými přísadami křemíku. Jak ovlivňuje množství molybdenu ve slitině objemový růst je patrné z Obr.3-1. Zvyšujeme-li procentní obsah Mo, zvyšujeme odpor proti radiačnímu creepu i jeho odolnost proti objemovému růstu. Tato závislost je exponenciální. Zejména z křivky pro vyhoření 865 GJ·kg⁻¹ (10 000 MWd/t) je patrné, že pro zajištění vyššího vyhoření je nutno používat velmi vysokých

obsahů molybdenu. Ovšem při použití vysokého obsahu molybdenu je již nezbytné použít obohaceného paliva a nikoli jen přírodního uranu.



Obr. 3-2 Změna měrné hmotnosti slitiny U-Mo v závislosti na teplotě ozařování [1]

Z experimentu se slitinou U-Mo (Obr.3-2) je vidět, že se zvyšující se teplotou dochází k nárůstu objemu a při teplotě nad 600 °C nastává velmi prudký objemový nárůst. Obecně se tedy slitiny uranu používají do teplot 500 °C. Podle typu slitiny se pak maximální stupně vyhoření pohybují od 5 000 do 25 000 MWd/t. Nejvyšších hodnot se dosahuje se slitinou U-Mo s obsahem Mo 10 % a vysokým stupněm obohacení uranem  $^{235}\text{U}$ .

Vliv nárůstu objemu je možno snížit geometrickou konstrukcí palivových elementů. Dvě základní možnosti jsou požití pevných obálek s mezerou mezi palivem a obálkou, nebo tvorba dutin uvnitř paliva. Ve druhém případě však dochází ke značnému nárůstu vnitřního přetlaku, a to vlivem tvorby plyných produktů štěpení a jejich difúze na povrchu paliva. [1]

### 3.4 Keramická paliva

Požadujeme-li v reaktoru vyšší výkon, potom je potřeba dosáhnout vyšších teplot v reaktoru. Toho nedosáhneme s kovovými palivy a je nutno použít paliva keramická. Zejména v reaktorech PWR, BWR, HTGR a rychlých reaktorech se používají keramická paliva.

Nejčastější keramická paliva jsou následující:

- 1) Oxidy uranu, thoria nebo plutonia. Buď použita jednotlivě, nebo společně ve směsi.
- 2) Karbidy, sulfidy, fosfidy, nitridy, silicidy opět uranu, thoria nebo plutonia.
- 3) Disperzní fáze v matrici z neštěpného kovu jako je hliník či nerezavějící ocel, nebo z grafitu.

Během vývoje keramických materiálů se klade důraz na dosažení vyššího stupně vyhoření s malým objemovým růstem. Dále je snaha dosáhnout vysokých teplot tavení pro podmínky ve vysokoteplotních reaktorech a reaktorech s vysokým měrným výkonem.

Samozřejmě i keramická paliva mají nevýhody. Zejména horší tepelné vlastnosti než kovové materiály. Keramická paliva mají nízký součinitel tepelné vodivosti. Tato vlastnost vede k tomu, že i když je na povrchu paliva teplota okolo 300 °C až 500 °C, tak v centru palivového článku teplota vyšplhá až na teplotu tavení 2750 °C. To vede k velkým strukturálním změnám, fázovým transformacím, a tedy k nárůstu objemu v radiálním směru.

Nejpoužívanějším keramickým palivem je  $\text{UO}_2$ , které se používá zejména v reaktorech typu PWR a BWR. Objemový růst je dán hlavně uvolňováním plynných produktů štěpení. Při vyhoření  $8,64 \text{ GJ}\cdot\text{kg}^{-1}$  (100 MWd/t) vzniká  $35 \text{ cm}^3$  plynných štěpných produktů jako Xe a Kr. Objemový růst je u oxidu uranitého přibližně dvanáctkrát menší než u slitin uranu. Přitom v prvních fázích vyhoření se nejprve zaplní póry ve struktuře oxidu a až poté začne růst objem nahromaděním produktů štěpení.

U disperzních paliv je jaderné palivo rozptýleno v matici. Matrice bývá nejčastěji austenitická nerezavějící ocel nebo grafit. Produkty štěpení se pak nacházejí v okolí jednotlivých dispergovaných (rozptýlených) částic paliva. Díky tomu jsou produkty štěpení rozmístěny značně nespojitě. Protože naopak matrice je pevná, spojitá, tudíž stabilní, disperzní paliva snadněji odolávají radiačnímu poškození a nedochází u nich k tak velkému nárůstu objemu vlivem plynných produktů štěpení. Použijeme-li jako matici navíc grafit, který má nízký koeficient roztažnosti, dosáhneme dalšího snížení nárůstu objemu. Sníží se tak teplotní pnutí a tvorba trhlin. U grafitu nebude docházet k tak výraznému nárůstu objemu vlivem teploty jako u oceli, proto se grafit používá pro vyšší teploty a austenitická nerezavějící ocel pro nízké až velmi nízké teploty.

Příklad disperzních paliv je  $\text{UO}_2$  (18 % až 30 %) v matici z nerezavějící oceli. Při teplotách okolo 500 °C se experimentálně dosáhlo stupně vyhoření  $3,03 \text{ TJ}\cdot\text{kg}^{-1}$  (35 000 MWd/t) a očekává se dosažení vyhoření až 10 krát většího. Je ovšem nutné brát v úvahu další experimentální zjištění, že při zvýšení teploty se výrazně zvyšuje pravděpodobnost poruch ve struktuře, což snižuje dovolené vyhoření. Dále při zvyšování podílu keramických paliv v matici dochází ke snížení dovoleného vyhoření.

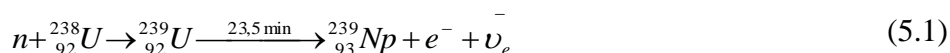
Při výrobě disperzních paliv je možné částice štěpného materiálu obalit teplotními kovovými materiály (Nb, V, Cr, Mo, W) a keramickými materiály. Díky tomu se značně sníží objemový růst (produkty štěpení se neuvolní do matrice).

Celkovou nevýhodou keramických paliv je jejich vysoká pevnost, nízká plasticita a vysoká křehkost, což vede k náročnosti jejich výroby a práce s nimi. Tyto nevýhody ovšem snižuje použití disperzních paliv s kovovou maticí, kdy dochází k jistému skloubení výhod keramických paliv a vlastností kovů. Konkrétně zejména plasticity a tvárnosti kovů s vysokým stupněm vyhoření keramických paliv. [1]

### 3.5 Paliva MOX (mixed oxide)

Paliva Mox představují 2 % dnes používaných jaderných paliv. Jsou vyráběna z plutonia, které se získá z vyhořelého paliva jaderných reaktorů.

V jaderném reaktoru dochází ke štěpení primárních štěpných materiálů jako je  $^{235}\text{U}$ , ale taky dochází k zachytu neutronů. Vznikají tak těžší jádra, zejména  $^{238}\text{U}$ , a následně plutonium  $^{239}\text{Pu}$ .





Izotop  ${}^{239}\text{Pu}$  se pak spaluje v reaktoru a uvolňuje přibližně stejné množství energie jako  ${}^{235}\text{U}$ . Energie z  ${}^{239}\text{Pu}$  představuje až jednu třetinu z celkové energie vzniklé v reaktoru. Čím vyšších stupňů vyhoření paliva se v reaktoru dosáhne, tím větší množství plutonia se spálí. Obvykle použité palivo po vyjmutí z reaktoru obsahuje 1 % plutonia a z toho 50 % tvoří  ${}^{239}\text{Pu}$  a 15 % izotop plutonia  ${}^{241}\text{Pu}$ .

Použité palivo je recyklováno. Prvním krokem recyklace je oddělení plutonia a uranu. Plutonium se poté smíchá ve formě oxidu  $\text{PuO}_2$  s ochuzeným uranem ve formě  $\text{UO}_2$ . Tím vznikne palivo MOX. Množství  $\text{PuO}_2$  v tomto palivu je obvykle 7 %. Palivo MOX se 7 %  $\text{PuO}_2$  je přibližně ekvivalentní s  $\text{UO}_2$  obohaceným 4,5 %  ${}^{235}\text{U}$ .

Palivo MOX bylo poprvé použito v roce 1963, ale až v 80. letech se začalo s jeho komerčním využíváním. V roce 2006 palivo MOX bylo spalováno ve více než 30 reaktorech a v roce 2011 již v téměř čtyřiceti. V těchto reaktorech MOX představuje 30 % spalovaného paliva, ale plánuje se zvýšení tohoto podílu až na 50 %.

Velkou výhodou MOX je snadné zvýšení jeho obohacení. Stačí jen navýšit podíl přidávaného  $\text{PuO}_2$ . Oproti tomu vyšší obohacování uranu jeho izotopem  ${}^{235}\text{U}$  je podstatně nákladnější. Dosahované vyhoření paliva MOX je v současnosti okolo 50 000 MWd/t.

V roce 2011 bylo palivo MOX produkováno pro komerční užití ve dvou zařízeních. Jedno bylo ve Francii a druhé ve Velké Británii. Ve výstavbě jsou další dvě v Japonsku a Spojených státech amerických. Jejich otevření je plánováno na roky 2015 a 2016. [11]

Koncem roku 2011 byla továrna na výrobu MOX paliva ve Velké Británii zavřena. Toto zařízení se nacházelo v Sellafieldu a původně mělo vyrábět až 120 tun paliva ročně. Nakonec bylo naprojektováno na výrobu 40 tun paliva ročně. Ovšem ani této hodnoty před uzavřením nedosahovalo.

V současnosti je tak jediný významný výrobce paliva MOX francouzská Areva. V následující tabulce jsou uvedeni současní i plánovaní výrobci paliva MOX a jejich produkce v tunách za rok. [20]

Tab. 3-2 Výrobci paliva typu MOX ve světě [20]

Země	Výrobce	Místo	t/rok
Francie	Areva NC	Marcoule	195
Indie	DAE Nuclear Fuel Complex	Tarapur	50
Japonsko	JARA	Tokai-Mura	10
	JNFL	Rokkasho-Mura*	130
USA		Savannah River**	100
Pozn.	* v provozu od 2015, ** v provozu od 2018		

## 4 HISTORICKÝ VÝVOJ JADERNÝCH REAKTORŮ A JEJICH PALIV

Nejstarším jaderným reaktorem byl Fermiho reaktor CP-1 (Spojené státy, 1942). Jednalo se o grafitem moderovaný reaktor, ve kterém byl palivem přírodní uran. Štěpná řetězová reakce byla ovládána zasouváním kadmiových tyčí. [1] a [4].

Následně došlo k rozvoji jaderné energetiky a diferenciaci ve vývoji reaktorů. Vyspělé země se vydaly různými směry a cestami, k čemuž přispělo i rozdělení světa na „západ a východ“.

### 4.1 Plynem chlazené grafitové reaktory

#### 4.1.1 Plynem chlazený grafitový reaktor na přírodní uran GCR

Jedna z těchto cest, kterou se vydala západní Evropa a Japonsko, jsou plynem chlazené grafitové reaktory GCR. Jejich vývoj začal již ve 40. letech 20. století a v roce 1956 byla ve Velké Británii spuštěna jaderná elektrárna s tímto typem reaktoru. V těchto reaktorech byl jako palivo použit přírodní uran v tyčích z oxidu hořčíku. Chlazení bylo uskutečněno nejprve pomocí vzduchu a později pomocí oxidu uhličitého  $\text{CO}_2$  a moderátorem byl grafit. Podle materiálu palivových tyčí se běžně označují jako reaktory **Magnox** (magnium oxid). Ovšem kombinace přírodního uranu, grafitu, hořčíku a  $\text{CO}_2$  měla značné nevýhody a tyto reaktory se ukázaly jako neekonomické a jejich další vývoj byl v roce 1972 zastaven. Zejména kvůli velké aktivní zóně, která je potřeba pro získání dostatečného množství neutronů k udržení jaderné reakce, malému součiniteli přestupu tepla, dále nutnosti nepřesáhnout teplota paliva  $650\text{ }^\circ\text{C}$ , protože při této teplotě dochází k první alotropické změně uranu. Teplota obalu musí být pod  $450\text{ }^\circ\text{C}$ , jelikož při této teplotě dochází k reakci mezi oxidem hořčíku a oxidem uhličitým. A nakonec nelegovaný uran není příliš radiačně odolný. Takže dosažené hodnoty vyhoření byly nízké a okolo  $4\ 000\ \text{MWd/t}$ . U těchto reaktorů se tedy výrazně projevovaly nedostatky přírodního uranu a chladiwa oxidu uhličitého. Výhodou těchto reaktorů byla možnost kontinuální výměny paliva, vysoká bezpečnost a cenově přístupný  $\text{CO}_2$ .

I přes již dnes patrné nedostatky těchto reaktorů se v západní Evropě a Japonsku uvedla do provozu řada reaktorů tohoto typu. [1] a [4]



*Obr. 4-1 Palivové články reaktoru Magnox z jaderné elektrárny Calder Hall po převezení k přepracování do Sellafieldu (Velká Británie) [19]*



*Obr. 4-2 Obrázek palivového článku reaktoru typu AGR [20]*



*Obr. 4-3 Palivový článek reaktoru Magnox umístěný v muzeu [19]*

#### **4.1.2 Zdokonalené plynem chlazené reaktory na obohacený uran AGR**

Následným krokem Velké Británie ve vývoji jaderných reaktorů byly zdokonalené plynem chlazené reaktory na obohacený uran AGR. První průmyslová elektrárna tohoto typu byla uvedena do provozu v roce 1976 (Hinkley Point-B-1). Tyto reaktory vychází z GCR, ale s několika zásadními změnami, které umožnily dosáhnout vyšších výstupních parametrů chladiva, a tím i vyšší účinnosti elektráren. Palivový článek je z austenitické nerezavějící oceli a obsahuje tablety obohaceného  $\text{UO}_2$ . Stupeň obohacení se pohybuje mezi 2 % až 2,4 %  $^{235}\text{U}$ . Přechodem z přírodního uranu na obohacené keramické palivo došlo k odstranění největších problémů reaktorů GCR. Zmenšila se aktivní zóna a dosáhlo se vyšších hodnot vyhoření. Vyhoření paliva se pohybuje okolo 18 000 MWd/t. Další nedostatky se odstranily nahrazením oxidu hořčíku nerezavějící ocelí. [1]

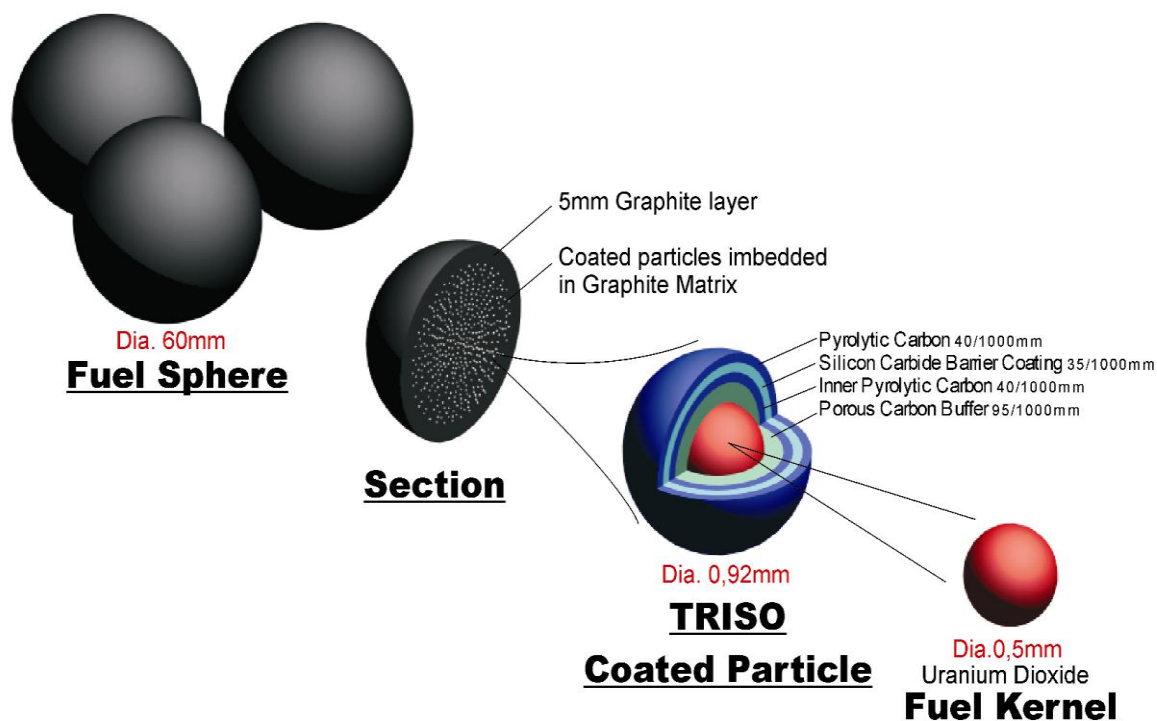
Provedené úpravy umožnily dosáhnout podstatně vyšších teplot oxidu uhličitého na výstupu oproti reaktorům GCR a to konkrétně přibližně 650 °C oproti 400 °C. Jaderné elektrárny s tímto typem reaktorů se stavěly výhradně ve Velké Británii a byly to například Windscale, Hinkley Poin B, Hunterston B. [4]

### 4.1.3 Plynem chlazené grafitové reaktory na obohacený uran HTGR

Ve druhé polovině 60. let Spojené státy, Velká Británie a Německo využili poznatky a zkušenosti získané u reaktorů GCR a AGR a zahájili výzkum vysokoteplotních plynem chlazených grafitových reaktorů na obohacený uran HTGR. Došlo k radikální změně koncepce reaktorů GCR. Jako palivo jsou použita keramická paliva, moderátor je grafit, ovšem chladičem se stalo helium. Díky použití keramických paliv a inertního plynu, helia, ke chlazení jsou již teplotní limity dány pouze obalovými materiály palivových elementů (ocel 850 °C, grafit prakticky bez limitů) a materiály konstrukce primárního okruhu.

U těchto reaktorů je palivo ve formě kulovitých obalovaných částic. Běžně jsou použity karbidy uranu, případně oxidy uranu. Každá kulová částice karbidu uranu má průměr od 0,1 do 0,8 mm a je pokryta několika vrstvami o celkové tloušťce 0,15 mm. Vnitřní krycí vrstva tvoří prostor pro štěpné materiály a může být z porézního uhlíku. Druhá vrstva chrání třetí a je z hutného uhlíku. Třetí vrstva z karbidů křemíku zabraňuje úniku produktů štěpení. Zbylé vnější vrstvy zajišťují mechanickou ochranu před poškozením a ochranu před chladičem a jeho příměsemi.

Tyto kulovité obalované částice jsou smíchané s práškovým grafitem a vše je slisováno a tvoří jeden palivový element. Tyto palivové elementy mají vysokou radiační a teplotní odolnost a mohou dosáhnout maximálního vyhoření až 200 GWd/t. Což je hodnota vyhoření mnohonásobně vyšší než u předchozích dvou typů grafitových reaktorů. Tepelná odolnost obalů je přes 1 000 °C a odolnost karbidů uranu dokonce přes 1 400 °C.



Obr. 4-4 Ukázka kulových obalovaných částic z projektu PBMR v JAR [16]

Vlastní provedení palivového článku se provádí ve třech verzích. V závislosti na provedení palivového článku se pak volí buď thorium-uranový, nebo uran-plutoniiový palivový cyklus.



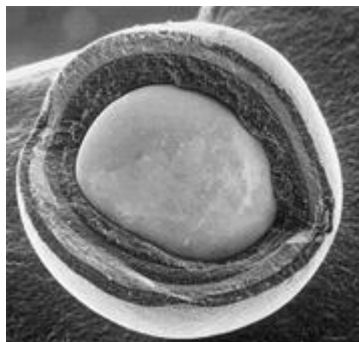
Vlastností plutonia je, že při teplotách okolo 800 až 1 000 °C dochází k výraznému poklesu účinných průřezů pro štěpení. U uranu  $^{233}\text{U}$  a  $^{235}\text{U}$  k tomuto poklesu nedochází. Proto thorium-uranový palivový cyklus lépe využívá tepelné neutrony.

Kulové palivové články vyvíjené v Německé spolkové republice jsou grafitové koule (průměr 60 mm) a v nich je umístěna válcová tableta paliva (průměr 20,5 mm, výška 15,8 mm).

Základem dalších dvou provedení je šestihranný grafitový blok o výšce až 1 m a šířce až 0,5 m. V tomto bloku jsou vytvořeny podélné otvory. Velká Británie a Euratom do všech otvorů umístí palivové elementy, jejichž průměr je 65 a 30 mm. Spojené státy nechávají některé otvory volné a jimi proudí chladicí plyn. Průměr volných otvorů je 15,9 mm a průměr palivových elementů je 12,7 mm.

Z konstrukce pak vyplývá, že palivové články s většími otvory mají větší heterogenitu než kulovité palivové články a než palivové články s menšími otvory. A proto je u nich větší pravděpodobnost úniku rezonačního záchytu. Z toho důvodu se u nich používá uran-plutoniový palivový cyklus, který má menší využití rychlých neutronů. U zbývajících dvou provedení palivových článků se používá thorium-uranový palivový cyklus.

V případě uran-plutoniového palivového cyklu se obohacení pohybuje okolo 8 %  $^{235}\text{U}$ . U thorium-uranového palivového cyklu je obohacení uranu 93 % ( $^{235}\text{U}$  u první vsázky, následně  $^{233}\text{U}$ ). [1]



Obr. 4-5 Kulová obalovaná částice typu TRISO pro reaktory HTGR [19]

## 4.2 Reaktory moderované těžkou vodou HWR

Tyto reaktory byly historicky první reaktory a již v roce 1939 byl patentován těžkovodní reaktor. Ovšem první těžkovodní reaktor byl spuštěn až v roce 1944 (CP-3, Spojené státy). Jejich vývoj se ale dále velmi opozdil, protože v té době nebyly tak vojensky zajímavé jako grafitové reaktory, které jsou jednodušší na výrobu.

Vývoj reaktorů HWR se vydal do dvou směrů. První směr představují reaktory s tlakovou nádobou BHWR. Jejich další vývoj byl zastaven. Druhý vývojový směr jsou reaktory s tlakovými kanály PHWR, které vyvíjí zejména Kanada (Candu – Canadian deuterium uranium reactor) a Indie.

Těžkovodní moderátor má dvě důležité fyzikální vlastnosti. První vlastností je nízká absorpce neutronů, druhou pak krátká migrační délka neutronů. Díky tomu je možno dosáhnout

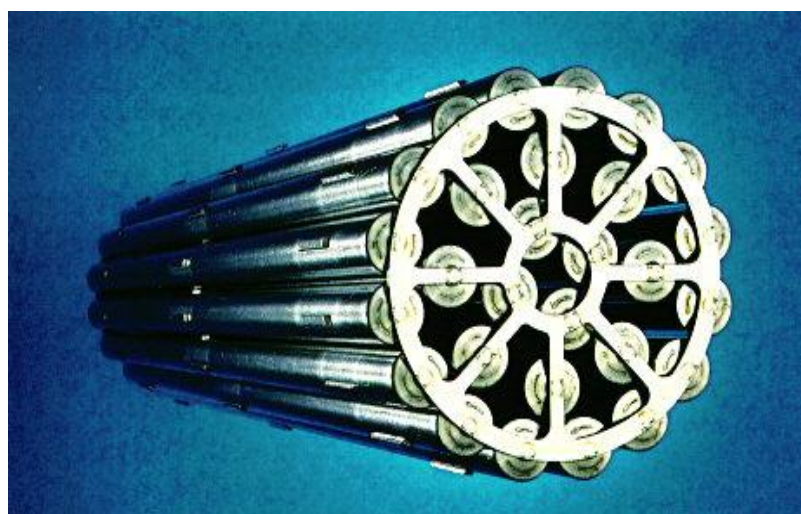
vyššího vyhoření než dosahovaly reaktory GCR s grafitovým moderátorem a aktivní zóna je kompaktnějšího uspořádání než u grafitových reaktorů.

Jako palivo se v reaktorech PHWR používá přírodní oxid uraničitý s vysokým stupněm vyhoření pro tento typ paliva, z čehož vyplývají fyzikální vlastnosti aktivní zóny. I přes dobré absorpční vlastnosti moderátoru je potřeba, aby moderátor zůstal co nejchladnější, tedy s co nejnižší absorpcí. Z toho důvodu jsou v aktivní zóně kanály oddělující moderátor od chladiva. Limitní teploty jsou dány obalovými materiály (320 °C u nejčastěji používaného zirkonia) a první alotropickou přeměnou uranu (668 °C). Dále je důležité správně hospodařit s neutrony. Obalové materiály musí mít nízkou parazitní absorpci, kvůli tomu se právě používá zirkon, či hliník, dále vyhoření nesmí být příliš vysoké, aby nedošlo ke ztrátě reaktivity, a nakonec výměna paliva probíhá kontinuálně. U kanadských reaktorů se dosahuje vyhoření 9 600 MWd/t a u německých 7 000 MWd/t.

Kromě PHWR se vyvíjí ještě zdokonalené konventory HWBWR, což jsou těžkovodní reaktory chlazené vařící vodou. U těchto reaktorů se palivo oxid uraničitý obohacuje plutoniem. Samotný reaktor poté vyrobí stejné množství plutonia, jaké spálil, a následně tak dochází k recyklaci vyrobeného plutonia. [1]



*Obr. 4-6 Palivové svazky Kanadských reaktorů typu Candu [19]*



*Obr. 4-7 Palivový článek reaktoru Candu [19]*

### 4.3 Lehkou vodou chlazené grafitové reaktory na obohacený uran

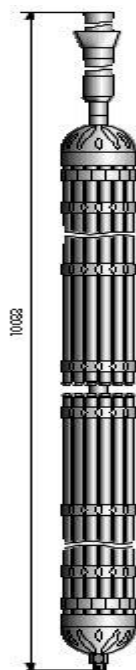
Spojené státy a Sovětský svaz se nevydaly cestou plynem chlazených reaktorů GCR, ale pro výrobu plutonia zvolily lehkou vodou chlazené grafitové reaktory LWGR. Spojené státy ovšem dále ve vývoji těchto reaktorů nepokračovaly a upřednostnily reaktory BWR. Zato Sovětský svaz vyvinul a postavil celou řadu vodografitových reaktorů. První jaderná elektrárna měla tlakovodní reaktor PWGR (Obninsk, AM-1, 1954). Tuto jadernou elektrárnu u Moskvy můžeme považovat za první průmyslovou jadernou elektrárnu, která byla uvedena do provozu, a rok 1954 za počátek éry jaderné energetiky. Další reaktory byly již varné BWGR a první průmyslovou elektrárnou byl Leningrad (RBMK, 1973). [1] a [4]

V reaktorech LWGR se zpočátku používal jako palivo kovový nebo molybdenem legovaný uran, ovšem kvůli nedostatkům těchto typů paliv, které jsou uvedeny v předchozích kapitolách, se přešlo v reaktorech RBMK na keramické palivo oxid uraničitý. Takto tedy zůstává technickým limitem těchto reaktorů hlavně teplota obalů, které jsou vystaveny horké vodě, parovodní směsi, či přehřáté páře. [1]

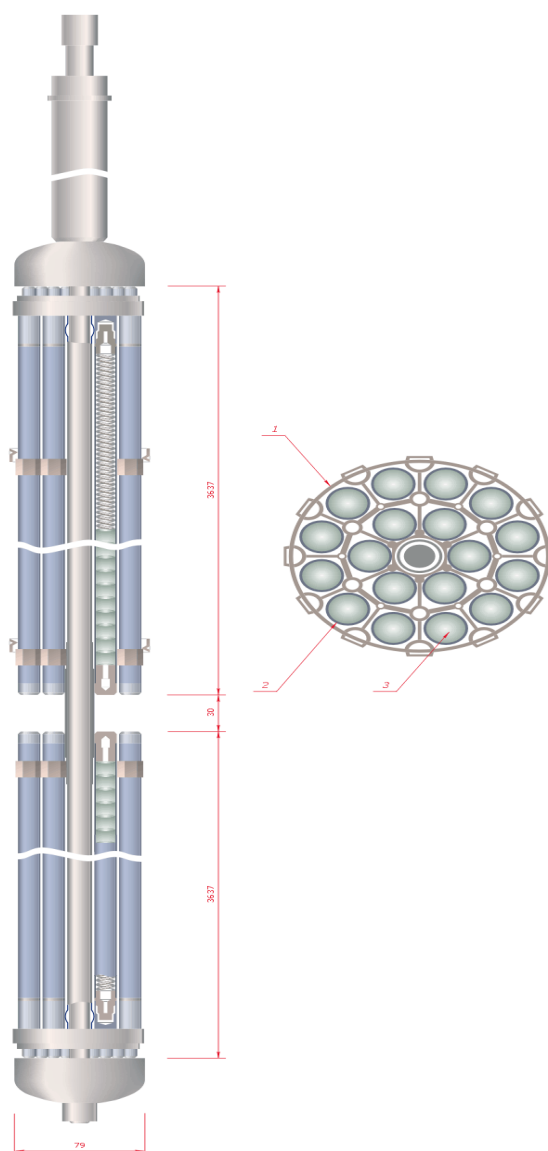
Palivové články LWGR prošly dlouhým vývojem, ale stále zachovávají kanálovou konstrukci, kdy vertikální palivové kanály jsou zaváženy palivem shora a ovládání regulačních tyčí je zesponu. Ve vývoji lehkovodních grafitových reaktorů se nejprve z tlakovodního systému přešlo na varný, který je jednookruhový. Další změnou bylo u reaktorů RBMK nahrazení kanálového palivového článku palivovým článkem v palivovém kanálu. Původní palivové elementy byly prstencové, opláštěné jednou sestupnou trubkou pro chladivo a až 6 vzestupnými trubkami pro ohřáté chladivo. U reaktorů RBMK jsou již palivové elementy mnohatyčové umožňující kontinuální výměnu paliva. [1]

U reaktoru RBMK-1000 je v kanále zavěšen palivový soubor sestavený ze dvou palivových článků. Každý článek má 18 palivových tyčí. [4]

Po havárii v roce 1986 v Čenobylské jaderné elektrárně se dále reaktory RBMK nerozvíjí.[4]



Obr. 4-8 Palivový článek reaktoru typu RBMK-1000 [21]



Obr. 4-9 Palivový článek reaktoru RBMK [19]

#### 4.4 Lehkou vodou moderované a chlazené reaktory na obohacený uran LWR

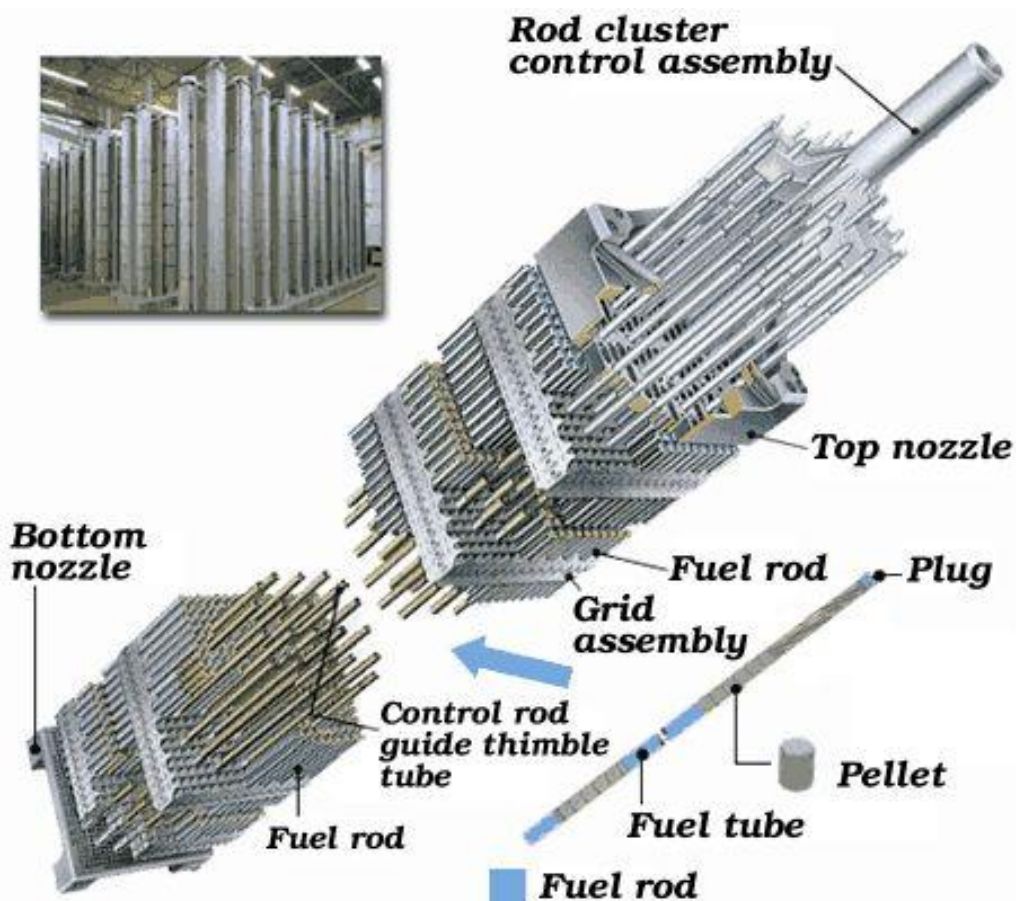
Současné energetické reaktory PWR vznikly jako nepohyblivá varianta transportních ponorkových reaktorů. První ponorkový lehkovodní reaktor byl na souši vyzkoušen v roce 1955 (USA). U těchto ponorkových reaktorů byly během vývoje kladeny vysoké požadavky na jednoduchost, kompaktnost a nebyla potřebná manipulace s palivovými články během plavby. Tyto vlastnosti si pak energetické reaktory PWR zachovaly.

Současně s vývojem PWR reaktorů se vyvíjely i další lehkovodní reaktory typu BWR. Tyto varné reaktory jsou jednookruhové, a tedy s nižšími pořizovacími náklady oproti reaktorům PWR. První demonstrační elektrárna s varným reaktorem byla postavena ve Spojených státech (1960) a zjistilo se, že reaktory BWR nejsou ekonomicky výhodnější než dvouokruhové

tlakovodní reaktory. I přesto se v tehdejším západním světě zahájila stavba obou typů reaktorů. Sovětský svaz v šedesátých letech uvedl do provozu demonstrační elektrárny obou typů. Následně upřednostnil vývoj varných grafitových reaktorů typu BWGR před varnými reaktory BWR a spolu s nimi pokračoval ve vývoji tlakovodních reaktorů PWR (VVER).

Na rozdíl od těžkovodních reaktorů nemůže být v lehkovodních reaktorech používán jako palivo přírodní uran. Je to dáno vysokým absorpčním průřezem lehkého vodíku. Proto je nutné používat obohacený uran. Dále je technicky nemožné provádět kontinuální výměnu paliva, a proto se palivo vyměňuje kampaňově. Velkou výhodou reaktorů, jejichž moderátor i chladivem je voda, je vysoká autoregulační schopnost. Kvůli občasně kompenzaci přebytků reaktivity, vyrovnávání neutronového toku a zachování záporného výkonového koeficientu reaktivity i v počátku kampaňe, se u lehkovodních reaktorů používá složitý systém řízení a kompenzace pomocí absorpčních tyčí, či vyhořívajících jedů.

Palivové články prošly dlouhým vývojem. V americkém reaktoru Shippingport-1 byly použity deskové palivové elementy (1957), ale v dalších reaktorech se upřednostnily tyčové palivové elementy. V prvních tlakovodních reaktorech se na pokrytí palivových elementů použila austenitická nerezavějící ocel. Dnes se upřednostňují slitiny zirkonia, obvykle zircalloy-4 pro PWR a zircalloy-2 pro BWR. Průměrné vyhoření se pohybuje přibližně od 30 MWd/kg u starších typů reaktorů až po 60 MWd/kg u novějších. [1]



Obr. 4-10 Schématické znázornění palivového článku reaktoru PWR (Mitsubishi Nuclear Fuel) [20]



Obr. 4-11 Palivový článek reaktoru PWR [19]



Obr. 4-12 Palivový článek tlakovodního reaktoru z nákladní lodě NS Savannah [19]

#### 4.5 Tekutými kovy chlazené rychlé množivé reaktory LMFBR

Již na začátku rozvoje jaderných reaktorů bylo patrné, že pomocí rychlých neutronů bude možno dosahovat mnohem většího využití uranu než pomocí pouze tepelných neutronů. A tak hned po válce v roce 1946 byl ve Spojených státech postaven první experimentální rychlý množivý reaktor a následně v roce 1955 v Sovětském svazu. První demonstrační elektrárna byla postavená v roce 1963. Tyto první reaktory měly značné technické problémy a vývoj rychlých množivých reaktorů byl velmi dlouhý. První průmyslové elektrárny se začaly stavět až v 80. letech. [1]

V roce 1951 byl ve Spojených státech amerických na zkušebním reaktoru EBR-1 poprvé vyroben elektrický proud v jaderné elektrické zařízení. Jednalo se právě o rychlý množivý reaktor, ve kterém byl jako palivo použit vysoce obohacený přírodní uran a chladičem byla slitina NaK. [4]

Během vývoje se nejprve pro tento typ reaktorů plánovalo použití vysoce legovaného kovového uranu, který měl ovšem nedostatečnou tepelnou a radiační odolnost. Následně se upřednostnilo keramické palivo, oxid uraničitý, který byl poprvé použit v Sovětském svazu v elektrárně Obninsk (reaktor BR-5, 1959). V reaktorech LMFBR je možno použít buď vysoce obohaceného uranu ve formě oxidů či karbidů, nebo oxidy plutonia  $\text{PuO}_2$ . První reaktor, který použil ke štěpení plutonia rychlé neutrony, byl opět reaktor BR-5. Obohacení velmi záleží na konkrétním reaktoru a pohybuje se od 17% do 90%. [1]

Jelikož je účinný průřez pro štěpení rychlými neutrony asi 400 krát menší než tepelnými neutrony, je nutné použít značně obohacené palivo. K dosažení kritičnosti je potřeba minimální obohacení 8%  $^{235}\text{U}$  nebo 6%  $^{239}\text{Pu}$ . Aby se vyplatilo použít tak vysoce obohacené palivo, reaktor musí být velmi kompaktní a energeticky zatížitelný. Z tohoto důvodu se jako chladivo volí tekuté kovy s dobrými vodivými vlastnostmi a s vysokým bodem varu. Jako chladivo se mohou používat slitiny sodíku, draslíku, olova a bismutu, či rtuť. [1]

V současnosti se nejčastěji používá tekutý sodík, jehož nevýhodou je teplota tuhnutí již při 100 °C. Další nevýhodou sodíku je jeho vysoká reaktivita se vzduchem i vodou. Dalšími nepříznivými faktory LMFBR reaktorů je, že střední doba života neutronů je velice krátká, protože rychlé reaktory mají menší relativní množství zpožděných neutronů, což způsobuje rychlou odezvu reaktoru na změny reaktivity. [4]

Palivové články jsou mnohатыčové s trojúhelníkovou mříží. Palivové elementy v aktivní zóně mají průměr okolo 5 mm a v zónách reprodukce okolo 12 mm. Palivové elementy bývají z legované, nerezavějící austenitické oceli. Maximální vyhoření dosahuje až 100 GWd/t. [1]

Rosáhlé zkušenosti s rychlými množivými reaktory mají ve Francii (experimentální reaktory Phenix-250 a Super Phenix) a v Rusku (BN-350 a 600). [4]

Rychlé množivé reaktory umožňují vyšší stupeň využití zásob štěpného materialu. Ovšem i přesto ve světě funguje jediný průmyslový reaktor a to ruský BN-600. [4]

## 5 PALIVA OD KORPORACE TVEL

Hlavním dodavatelem jaderného paliva a palivových článků do České republiky je největší ruský výrobce jaderného paliva korporace TVEL. Včetně České republiky TVEL zásobuje okolo 17 % všech světových energetických jaderných reaktorů, okolo 30 výzkumných jaderných reaktorů a všechny lodní jaderné reaktory ruské námořní flotily. Konkrétně TVEL vyrábí palivové články pro následující reaktory:

- 1) energetické reaktory:
  - a) lehkovodní: VVER-1000, VVER-440, PWR, BWR
  - b) grafitové: RBMK-1000, EGP-6
  - c) rychlé reaktory: BN-350, BN-600, CEFR
- 2) výzkumné reaktory
- 3) ponorkové reaktory

Korporace zastřešuje 12 závodů. Z nich tyto tři jsou nejvýznamnější:

- 1) OAO Mašinostrojitelnyj zavod (ve městě Elektrostal)
- 2) OAO Novosibirskij zavod chimkoncentratov (Novosibirsk)
- 3) OAO Čepeckij mechaničeskij zavod (Glazov)

V Sovětském svazu byl vývoj palivových článků zahájen v 50. letech 20. století. Přesněji v letech 1951 až 1953 proběhly první zkoušky. V roce 1954 se začalo s výrobou palivových článků pro jaderné elektrárny v závodě Mašinostrojitelnyj a 30. dubna 1954 bylo dodáno prvních 514 palivových článků pro Obninskou jadernou elektrárnu.

Uran se obohacuje v centrifugách, které se k dosažení vyšší produkce slučují paralelně do stupňů a současně se také pro zvýšení stupně obohacení slučují do kaskád. [12]

### 5.1 Palivové články pro reaktory VVER

Palivové články pro VVER-440 jsou v Rusku (SSSR) vyráběny od roku 1963 a pro VVER-1000 od roku 1978. Palivové tyče jsou naplněny peletami obsahujícími obohacený  $\text{UO}_2$ . Některé palivové tyče jsou naplněny peletami  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ . Míra obohacení  $^{235}\text{U}$  a množství tyčí s  $\text{Gd}_2\text{O}_3$  jsou závislé na konkrétním reaktoru a na délce jeho kampaně, která bývá tři, čtyři nebo pět roční. [6]

Tab. 5-1 Délka kampaně, obohacení a průměrné vyhoření palivových článků VVER [6]

typ reaktoru	VVER-440			VVER-1000	
Délka kampaně (roky)	3	4	5	4	5
Průměrné obohacení $^{235}\text{U}$	3,28 %	3,62 %	4,01 %/4,21 %	3,3-4,4 %	3,3-5 %
Průměrné vyhoření v MWd/kg	29,37	38,29	42,66/49,8	47	58
pozn.			bez Gd/s Gd	6 Gd tyčí v paliv. článku	9 Gd tyčí v paliv. článku





Obr. 5-1 Ukázka palivových článků pro VVER-1000 [6]

## 5.2 Palivové články pro reaktory BN

Jaderné reaktory BN-350 a BN-600 jsou rychlé množivé reaktory. Jako chladivo je použit tekutý sodík. Palivové tyče jsou z nerezavějící oceli. Palivem je  $\text{UO}_2$  ovšem samozřejmě s vyšším obsahem obohacení  $^{235}\text{U}$ , než je u VVER. BN-600 je největší rychlý množivý reaktor svého typu, který je v provozu již více než 25 let. U tohoto reaktoru bylo také dosaženo největšího stupně vyhoření 11,3 % těžkých atomů, což byla pro energetické reaktory v roce 2004 nejlepší hodnota na světě, ale stále ne nejvyšší možná dosažitelná. Stupeň vyhoření paliva v reaktoru BN-600 závisí na míře obohacení. Ruská korporace TVEL vyrábí palivové články tří stupňů obohacení  $^{235}\text{U}$  a u nich se dosahuje maximálně těch vyhoření, které jsou uvedeny v tabulce Tab. 6-2. [6]

Tab. 5-2 Obohacení a průměrné vyhoření palivových článků BN [6]

Obohacení $^{235}\text{U}$	Maximální vyhoření v MWd/kg
17 %	75
21 %	79
26 %	83

## 5.3 Palivové články pro reaktory RBMK

Reaktory RBMK jsou varné kanálové reaktory, ve kterých je chladivem voda. Palivové články pro RBMK-1000 se vyrábí v TVEL od roku 1973 a pro RBMK-1500 od roku 1982. V reaktorech RBMK-1000 se běžně používá recyklované palivo. Palivové tyče jsou ze slitin zirkonia a v nich jsou pelety s obohaceným  $\text{UO}_2$  a s oxidy erbia. Velikost obohacení a maximální vyhoření jsou uvedeny v tabulce Tab. 6-3. [6]

Tab. 5-3 Délka kampaně, obohacení a průměrné vyhoření palivových článků RBMK [6]

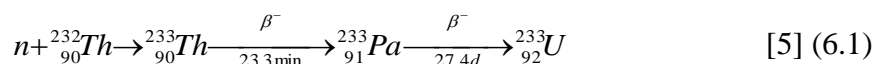
typ reaktoru	RBMK-1000		RBMK-1500	
service time (roky)	7		6	
obohacení $^{235}\text{U}$	2,60 %	2,80 %	2,40 %	2,60 %
Max. vyhoření v MWd/kg	29,6	34,5	23,5	30



*Obr. 5-2 Ukázka palivových článků pro reaktory RBMK [6]*

## 6 THORIUM-URANOVÝ PALIVOVÝ CYKLUS

Základem thoriového palivového cyklu je izotop thoria  $^{232}\text{Th}$ , který se běžně vyskytuje v přírodním thoriu. Tento izotop thoria je množivým palivem. Samotné thorium má velmi dlouhý poločas rozpadu a samovolně se nezapojuje do štěpné reakce. V jaderném reaktoru dojde k záchytu tepelného nebo rychlého neutronu izotopem  $^{232}\text{Th}$  a vzniku uranu  $^{233}\text{U}$ . Ten je již štěpným materiál. Štěpení tohoto izotopu uranu může dále probíhat v reaktoru za vzniku energie, nebo je  $^{233}\text{U}$  vyjmut z reaktoru a následně použit jako jaderné palivo v jiném reaktoru.



Pravděpodobnost záchytu teplených neutronů je u  $^{233}\text{U}$  značně vyšší než u  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  a  $^{241}\text{Pu}$ . Díky tomu je doba života transuranů v reaktoru kratší než u uran-plutoniového palivového cyklu. Pokud nedojde ke štěpení  $^{233}\text{U}$ , ale k záchytu neutronu izotopem  $^{233}\text{U}$ , pak vznikne  $^{234}\text{U}$ , který se neštěpí. Dalšími záchyty neutronů vznikají  $^{235}\text{U}$ ,  $^{236}\text{U}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  a následně těžší jádra plutonia. U izotopů  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ , případně  $^{239}\text{Pu}$  pak dochází ke štěpné reakci. V reaktorech MSBR je snaha vyvinout a umožnit vyjmutí izotopu  $^{237}\text{Np}$  z reaktoru jako odpadu, a tím zabránit štěpení plutonia v reaktoru.

U thorium-uranového palivového cyklu dochází k zamoření izotopem  $^{232}\text{U}$ , který vzniká interakcí rychlých neutronů s  $^{233}\text{U}$ ,  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{237}\text{Np}$ . Izotop uranu  $^{232}\text{U}$  má relativně dlouhý poločas rozpadu (68,9 let), ale některé jeho rozpadové produkty vytváření silné gama záření. Tento izotop nelze chemicky oddělit od  $^{233}\text{U}$ , proto se odděluje první rozpadový produkt  $^{228}\text{Th}$ .

Tento palivový cyklus má značné výhody. Thorium se vyskytuje v zemské kůře mnohem hojněji než uran. Absorpční schopnosti  $^{232}\text{Th}$  jsou vyšší než u  $^{238}\text{U}$  a také thorium-uranový palivový cyklus má mnohem lepší využití rychlých neutronů.

Oxidy thoria  $\text{ThO}_2$  mají oproti  $\text{UO}_2$  vyšší bod tání, vyšší tepelnou vodivost, nižší koeficient tepelné roztažnosti a také vyšší chemickou odolnost.

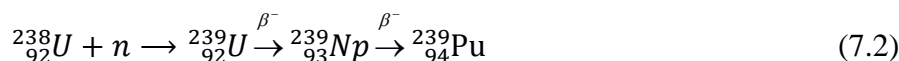
Nevýhodou tohoto cyklu je, že thorium není štěpný materiál, a je tedy nutno k dosažení kritičnosti přidat štěpné izotopy uranu nebo plutonia jako jsou  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ . Izotopy uranu  $^{232}\text{U}$  a  $^{233}\text{U}$  jsou vysoce radioaktivní a manipulace s nimi a jejich následné použití je velmi cenově náročné.

Thoriové palivo bylo použito v Německu a Spojených státech v reaktorech typu HTGR, BWR, PWR a také MSBR. U reaktorů HTGR se použíly potahované částice thoria a  $^{235}\text{U}$  ve formě oxidů nebo karbidů. U reaktorů PWR bylo palivo oxidy thoria a  $^{233}\text{U}$  v peletách.

V současnosti se thorium-uranový cyklus vyvíjí a je snaha o jeho využití zejména v Indii a to v reaktorech typu PHWR (pelety) a LMFBR (desky). Ovšem je nutno říci, že je potřeba pokračovat ve vývoji thorium-uranového cyklu, než bude plně komerčně použitelný. [10]

## 7 URANOVÝ A URAN-PLUTONIOVÝ PALIVOVÝ CYKLUS

Základní a nejběžnější palivové cykly jsou uranový a uran-plutoniový palivový cyklus. Použijeme-li v reaktoru přírodní uran tvořený zejména izotopem  $^{238}\text{U}$  obohacený uranem  $^{235}\text{U}$ , pak bude docházet jednak ke štěpení těchto izotopů a také k zachytu neutronů. Palivo bude vyhořívát a budou vznikat izotopy plutonia. Vyhořívání paliva je popsáno v kapitole 9.3.



Pravděpodobnost štěpení  $^{235}\text{U}$  k zachytu neutronu a vzniku  $^{236}\text{U}$  je přibližně 6:1. [4]

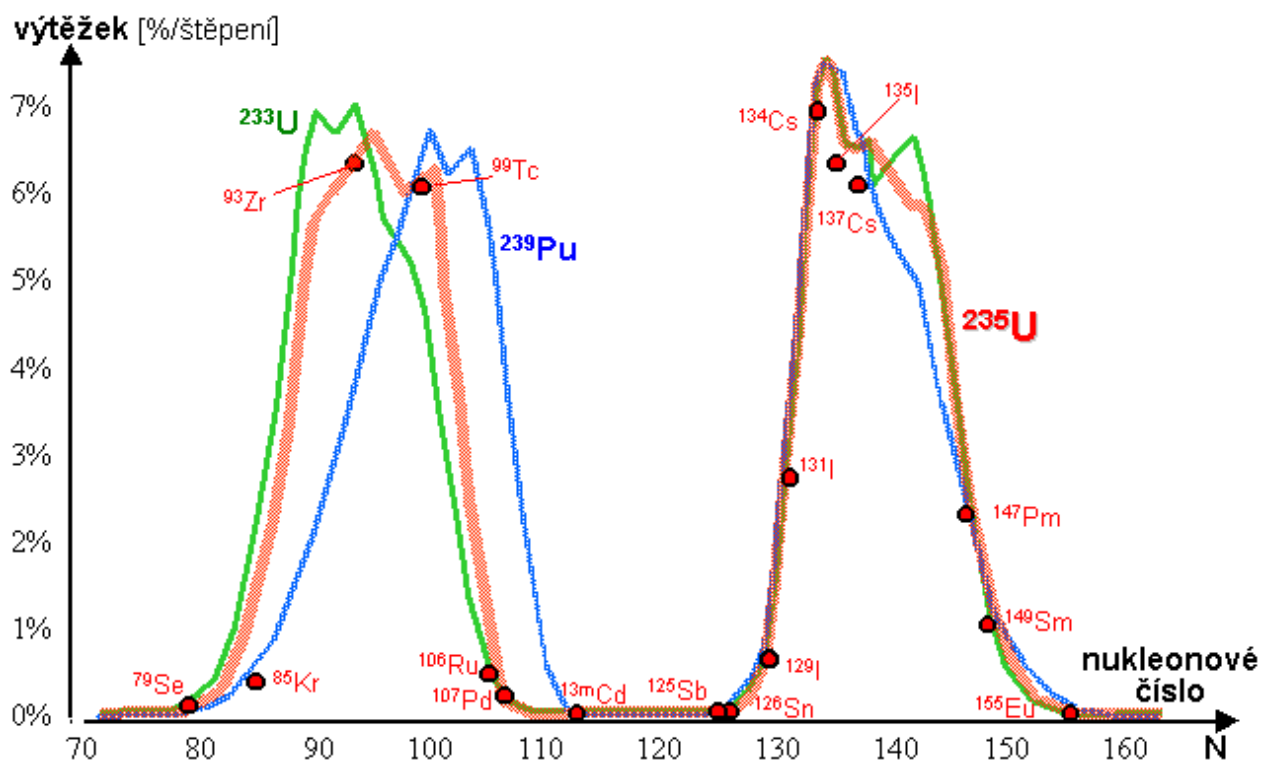
Při štěpení se uvolní přibližně energie 200 MeV a také dva až tři neutrony, které mohou způsobit další štěpení. [13]

Štěpením plutonia  $^{239}\text{Pu}$  se v reaktoru uvolní až jedna třetina z celkové uvolněné energie v reaktoru. Ve vyhořelém palivu po vyjmutí z reaktoru se množství tohoto izotopu plutonia pohybuje okolo 0,5 %. [9]

Štěpením uranu vznikají dva až tři odštěpky či štěpné produkty. Typické příklady štěpení jsou uvedeny v následujících rovnicích:



Nukleonové číslo štěpných produktů bývá od 72 do 161 [1]. Nejčastější produkty štěpení nejlépe zobrazuje křivka závislosti výskytu štěpných produktů na nukleonovém čísle na *Obr. 7-1*, která je dvojrcholová, její vrcholy jsou přibližně okolo nukleonového čísla 95 a 137 a pro každý štěpný materiál je jinak posunutá. [7]

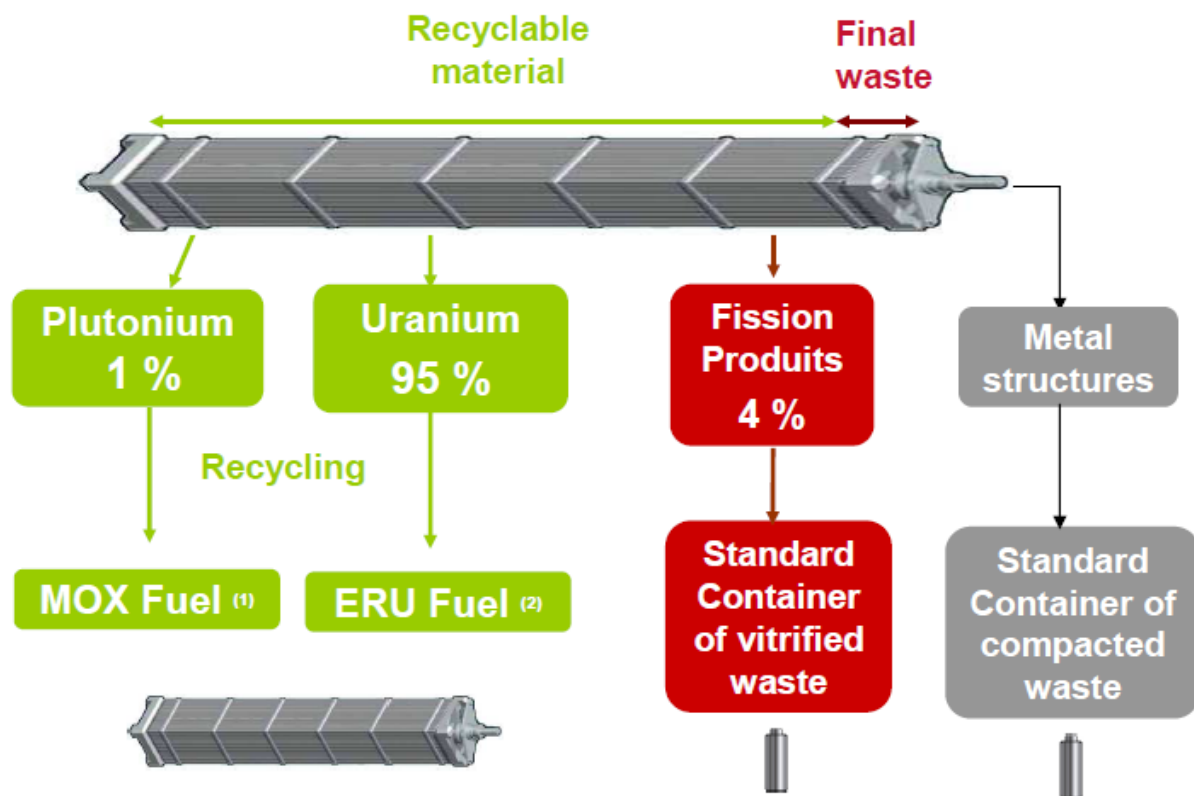


Obr. 7-1 Křivky výskytu štěpných produktů pro izotopy  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  [7]

Většina štěpných produktů je radioaktivní a dále se rozpadá. Vytváří se další štěpné produkty a vzniká tak štěpná směs, ve které může být až 1300 radionuklidů. Většina radionuklidů má krátké poločasy rozpadu. Po několika dnech dominují izotopy  $^{131}\text{I}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  a po desítkách let převládají dlouhodobé radionuklidy  $^{99}\text{Tc}$ ,  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{135}\text{Cs}$ . [7]

Kromě štěpných produktů vznikají v reaktoru taky těžší jádra než je plutonium, tedy další transurany. Nejčastěji se vytváří americium, curium, berkelium, kalifornium a další. [1]

Vyhořelé palivo lehkovodního reaktoru obsahuje 1 % plutonia, 95 % uranu a 4 % štěpných produktů. Plutonium i uran je možno recyklovat, a tak konečný odpad jsou jen 4 % štěpných produktů spolu s obalovými materiály palivových elementů. Plutonium se používá k obohacení uranu a tedy k výrobě paliv MOX (viz. kapitola 4.5). Z použitého uranu se recyklací vyrábí palivo ERU. [10]



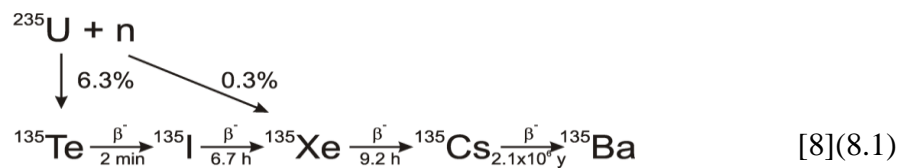
Obr. 7-2 Obsah vyhořelého paliva lehkovodního reaktoru [10]

## 8 JEVY PROBÍHAJÍCÍ V PALIVU V PRŮBĚHU JEHO VYHOŘÍVÁNÍ

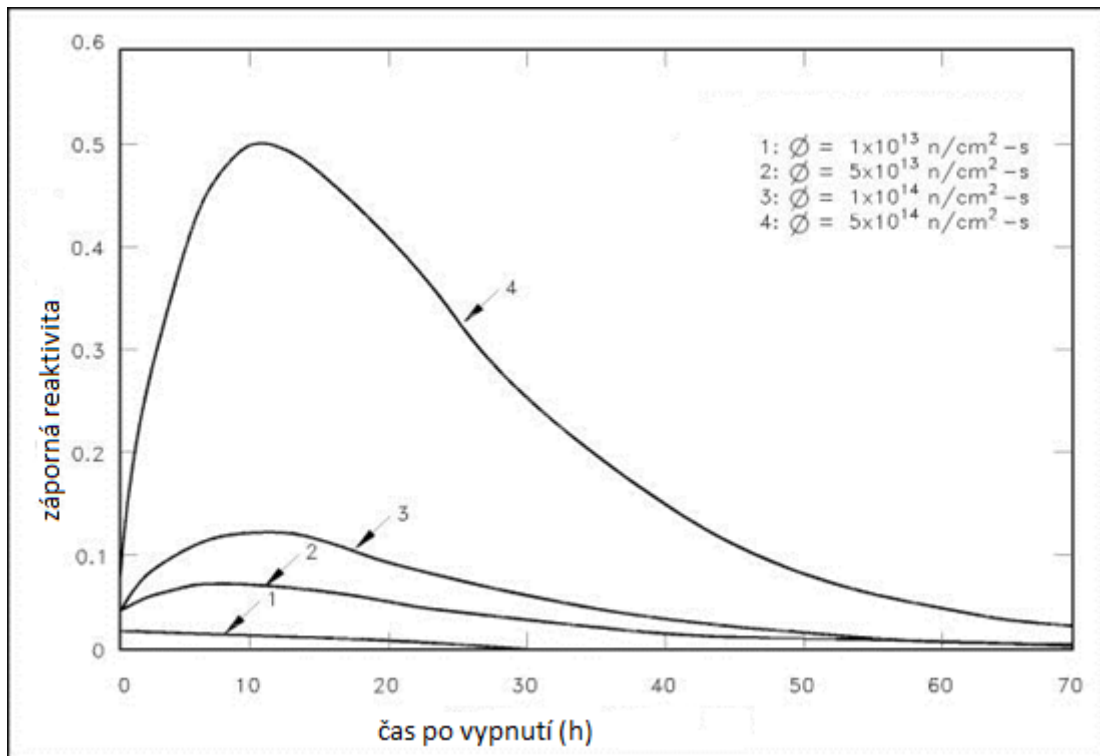
### 8.1 Otrava reaktoru

Během štěpení uranu v reaktoru vznikají nová jádra, štěpné produkty. Nukleonové číslo štěpných produktů bývá od 72 do 161. Některé štěpné produkty mají vysoký účinný průřez pro absorpci neutronů. Některé štěpné produkty jsou krátkodobé a v relativně krátké době se rozpadnou nebo jsou štěpné produkty dlouhodobé. Dojde-li k nahromadění těchto krátkodobých štěpných produktů, naruší se neutronová rovnováha v reaktoru a sníží se jeho reaktivita. Pak mluvíme o otravě reaktoru.

Největší podíl na otravě má izotop xenonu  $^{135}\text{Xe}$ . Z celkového množství  $^{135}\text{Xe}$  v aktivní zóně přibližně 5% vznikne přímo štěpením a zbytek vznikne rozpadem jádra  $^{135}\text{I}$ . Při normálním provozu reaktoru se  $^{135}\text{Xe}$  postupně rozpadá (rovnice 8.1), až většinou vznikne  $^{136}\text{Xe}$ , který je stabilní a má malý absorpční průřez. Problém nastává při výrazném snížení výkonu reaktoru nebo při jeho odstavení. Dojde k nahromadění  $^{135}\text{Xe}$  a otravě reaktoru. Reaktor pak nemusí být několik hodin schopný provozu. [1] a [7]



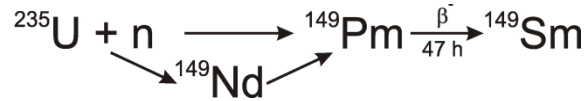
Časová změna reaktivity po vypnutí reaktoru vlivem  $^{135}\text{Xe}$  je zobrazena na následujícím grafu.



Obr. 8-1 Časová změna reaktivity vlivem  $^{135}\text{Xe}$  po vypnutí reaktoru [8]

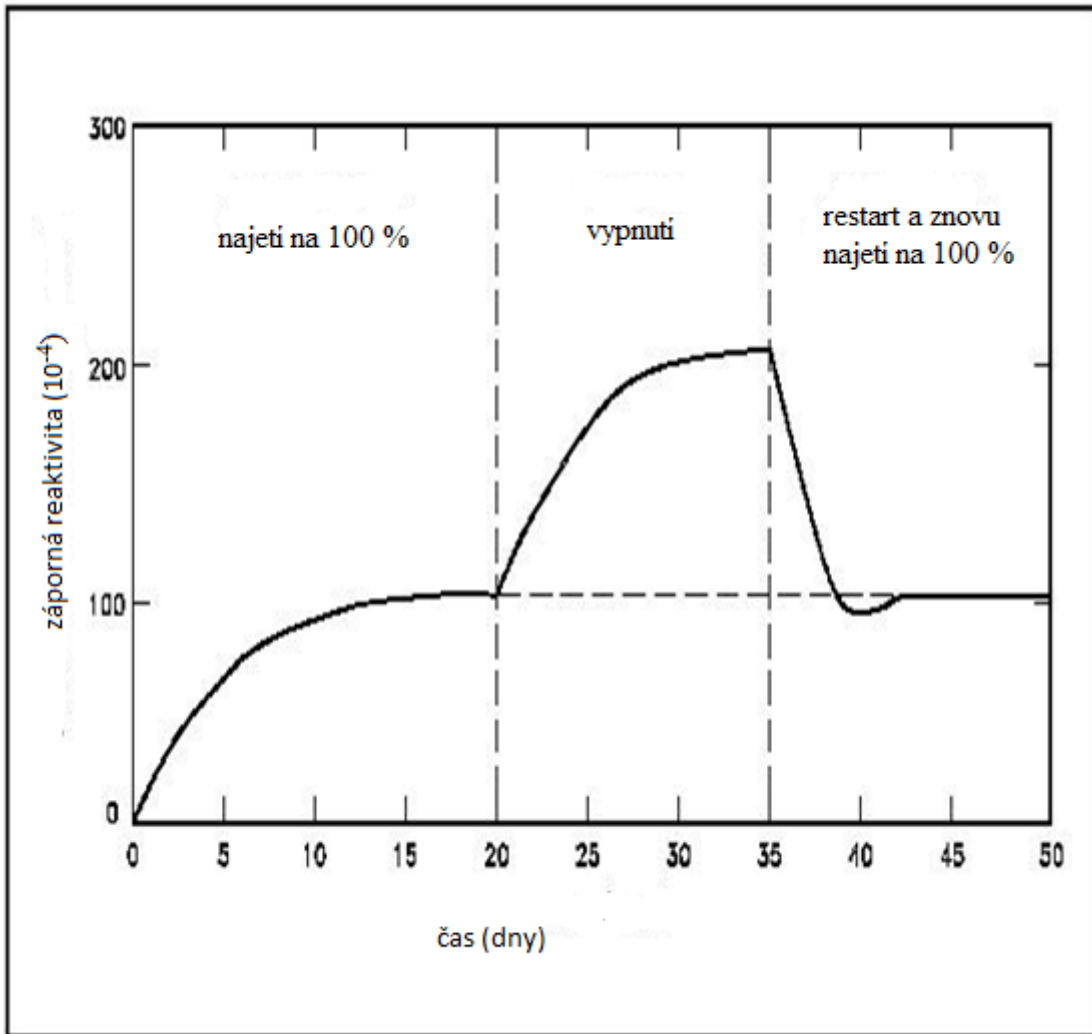
## 8.2 Zastruskování reaktoru

Dojde-li k nahromadění dlouhodobých štěpných produktů, které mají vysoký absorpční průřez, pak mluvíme o zastruskování reaktoru. Nejvýznamnější struskou je samarium  $^{149}\text{Sm}$ . Vznik samaria popisuje rovnice 9.2. [8]



[8] (8.2)

Dalšími dlouhodobými štěpnými produkty přispívající k zastruskování reaktoru jsou  $^{113}\text{Cd}$ ,  $^{151}\text{Sm}$ ,  $^{155}\text{Eu}$ ,  $^{157}\text{Gd}$ . Ovlivnění reaktivity izotopem  $^{149}\text{Sm}$  v lehkododném reaktoru znázorňuje graf na Obr. 9-2. [8]



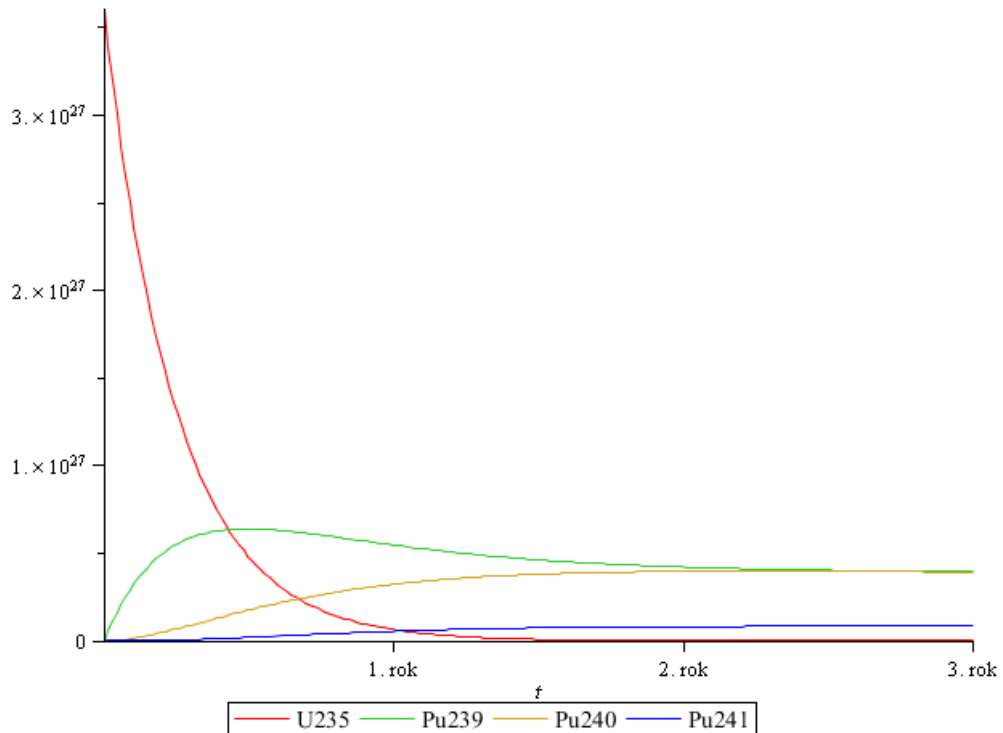
Obr. 8-2 Ovlivnění reaktivity izotopem  $^{149}\text{Sm}$  v lehkododném reaktoru [8]



### 8.3 Vyhořívání paliva

Kromě štěpení uranu dochází také k záchytu neutronů. Dochází tak ke zvyšování nukleonového čísla. Průběh je přibližně znázorněn v rovnici 7.1. Celý řetězec je zakončen izotopem plutonia  $^{242}\text{Pu}$ , který má malý absorpční průřez, případně dalšími transurany. [1]

V průběhu vyhořívání paliva tak klesá množství štěpitelných izotopů uranu, uvolňuje se energie a také se zvyšuje množství izotopů plutonia. Přibližný zjednodušený průběh je zobrazen na následujícím obrázku.



Obr. 8-3 Zobrazení změny koncentrace izotopů uranu a plutonia [8]

Vyhoříváním paliva se snižuje multiplikační faktor a pro udržení rovnovážného chodu reakce je nutno regulovat absorpci neutronů. To se může provádět vysouváním regulačních tyčí, snižováním koncentrace kyseliny borité v chladicí vodě nebo přidáním absorbátorů do palivových článků, které postupně s vyhoříváním ztrácejí absorpční schopnost. [7]

Při použití více obohaceného uranu se do palivového článku přidávají absorbátory, což jsou prvky s vysokým účinným průřezem pro záchyt neutronů. Nejčastěji používané absorbátory jsou Gd, Er a  $^{10}\text{B}$ . Použije-li se gadolinium, pak během provozu gadolinium pohlcuje neutrony a vznikají jiné izotopy Gd a také terbium Tb. Tyto vzniklé prvky a izotopy mají již nízký účinný průřez pro záchyt neutronů. Spolu se snižováním obsahu  $^{235}\text{U}$  štěpením tak současně klesá i obsah gadolinia, a tedy v palivovém článku gadolinium pohlcuje méně neutronů. Tím se umožní vyšší obohacení paliva s delší kampaní a tedy i vyšší vyhořívání. [7]

## 8.4 Děje probíhající v palivu

Při vyhoření jaderného paliva vzniká kromě štěpných produktů také korpuskulární a fotonové záření. Jedná se o tok neutronů, alfa rozpad, beta a gama záření. Tato záření ovlivňují okolní materiály, se kterými se střetávají. Hlavní poškození vzniká interakcemi neutronů s materiálem.

Ve štěpném materiálu může neutron vyrazit atom z krystalové mřížky a vznikne tak primárně vyražený atom. Tento atom, jestliže má dostatečnou energii, může vyrazit další atomy a vznikají kaskády vyražených atomů a dochází k radiačnímu poškození.

Dále produkty štěpení jednak působí v krystalové mříži jako cizí prvky a v případě, že při vzniku získají dostatečnou energii, přispívají k poškození krystalové mříže. Zóny poškození se pak postupně rozpadají v dislokační smyčky, které mají za následek změny mechanických vlastností a **radiační růst**. Tyto jevy jsou nejpatrnější u kovového uranu. Radiační růst se nejvíce projevuje do teplot okolo 300 °C. Při vyšších teplotách dochází díky difúzi k rozpadu a zániku dislokačních smyček.

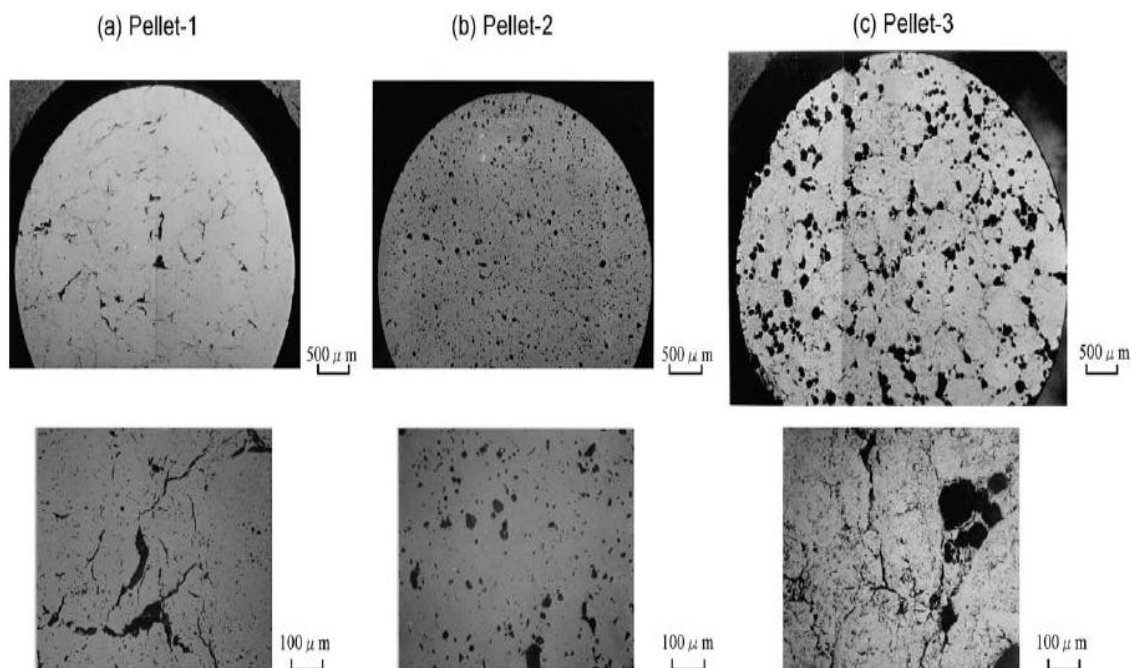
V oblasti teplot do 300 °C se také výrazně projevuje urychlení creepu uranu během ozařování. Jedná se o **radiační creep**. Při radiačním růstu dochází k nerovnoměrnému růstu jednotlivých zrn. Vzniká tak vysoké pnutí mezi zrny, a tím ke zvýšení rychlosti creepu.

Při vyšších teplotách okolo 400 a 600 °C dochází k objemovému růstu. **Objemový růst** je dán hromaděním produktů štěpení, zejména plyných produktů štěpení. Při štěpení uranu vznikají alespoň dva nové atomy (takzvané odštěpky), které mají obvykle větší objem než atom uranu. V čistém kovovém uranu při vyhoření okolo 0,7 % dojde ke zvětšení až o 10 %. Při těchto teplotách se také atomy plyných produktů štěpení shlukují a vytváří bublinky uvnitř paliva. Okolo těchto bublinek vznikají trhlinky a dochází tak k dalšímu nárůstu objemu. [1]

## 8.5 Plynné produkty štěpení uvolňované v palivu

Jak již bylo zmíněno, probíhá-li štěpná reakce, dochází ke vzniku štěpných produktů a značná část z nich jsou plyny. Plynné produkty štěpení mají výrazný vliv na chování jaderného paliva. Plynné produkty štěpení se jednak uvolňují do mezery mezi palivem a pokrytím a dochází k nárůstu tlaku uvnitř palivé tyče. Navíc tato mezera je často, pro lepší odvod tepla z paliva, naplněna plynem s dobrými vodivými vlastnostmi (například heliem). Uvolněné plynné produkty štěpení se mísí s heliem, a dochází tak ke snížení teplené vodivosti a odvodu tepla z paliva. Plyny, které se neuvolní a zůstávají uvnitř paliva, se shlukují a vytváří bublinky, které způsobují napuchání (swelling) paliva. Jak palivo vyhořívá vznikají další plynné produkty. Bublinky rostou a spojují se, až si nakonec prorazí cestu na povrch paliva a dojde k jejich uvolnění. Dochází tak k narušení vnitřní struktury paliva.

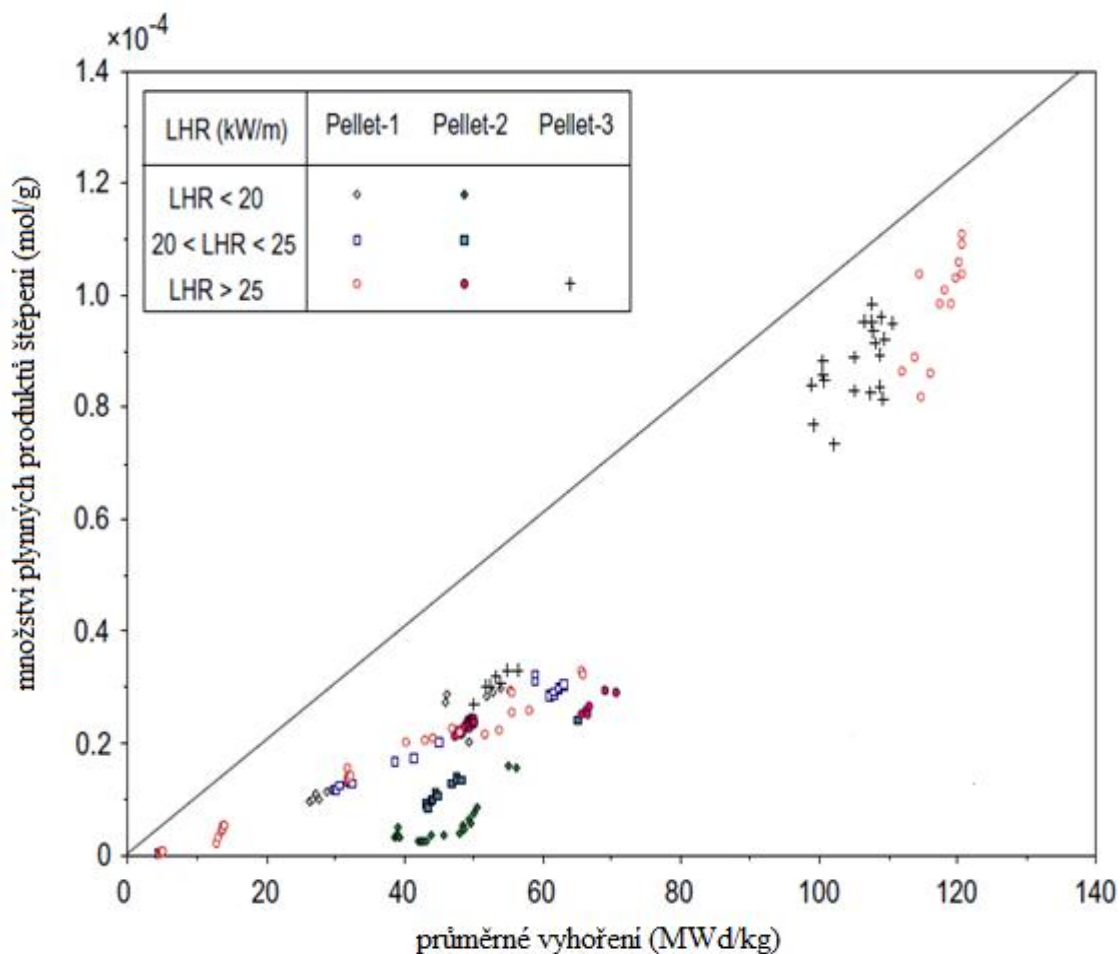
Vliv a narušení struktury jaderného paliva plynnými produkty štěpení je názorně vidět na následujícím obrázku Obr. 8-4. Tyto snímky jsou z experimentu, který byl uskutečněn v Japonsku na rychlém experimentálním reaktoru JOYO.



Obr. 8-4 Vnitřní struktura palivových pelet s vytvořenými póry [17]

Tento pokus byl proveden s palivem typu MOX a byly použity pelety vyrobené třemi metodami. Pellet-1 byla vyrobena smícháním prášků  $\text{UO}_2$  a  $\text{PuO}_2$ . U pellet-2 bylo smícháno  $\text{UO}_2$  s práškem MOX paliva s poměrem  $\text{U} : \text{Pu} = 1 : 20$  a byla přidána látka tvořící póry. Poslední, třetí peleta pellet-3 byla opět vyrobena smícháním prášků  $\text{UO}_2$  a  $\text{PuO}_2$ , ale byla přidána póry tvořící látka.

Dále v tomto experimentu byla pozorována závislost množství uvolněných plynných produktů na vyhoření paliva. Výsledek je znázorněn na grafu Obr. 8-5.



Obr. 8-5 Závislost uvolněných plyných produktů štěpení na vyhoření paliva [17]

Podle očekávání bylo u pelet s látkou umožňující tvorbu pórů možno pozorovat větší a rozsáhlejší narušení vnitřní struktury pelety, tedy vytvoření velkého množství pórů. Tvorba plyných produktů roste s vyhořením paliva. Ovšem množství uvolněných plyných produktů závisí na vnitřní mikroskopické struktuře paliva. U pelet bez pórů se podle očekávání plynné produkty uvolňovaly relativně brzy přibližně při vyhoření 20 MWd/kg. Naopak póry v peletách umožnily hromadění štěpných produktů v palivu. Došlo tak k oddálení uvolňování štěpných produktů až k vyhoření okolo 40 MWd/kg.

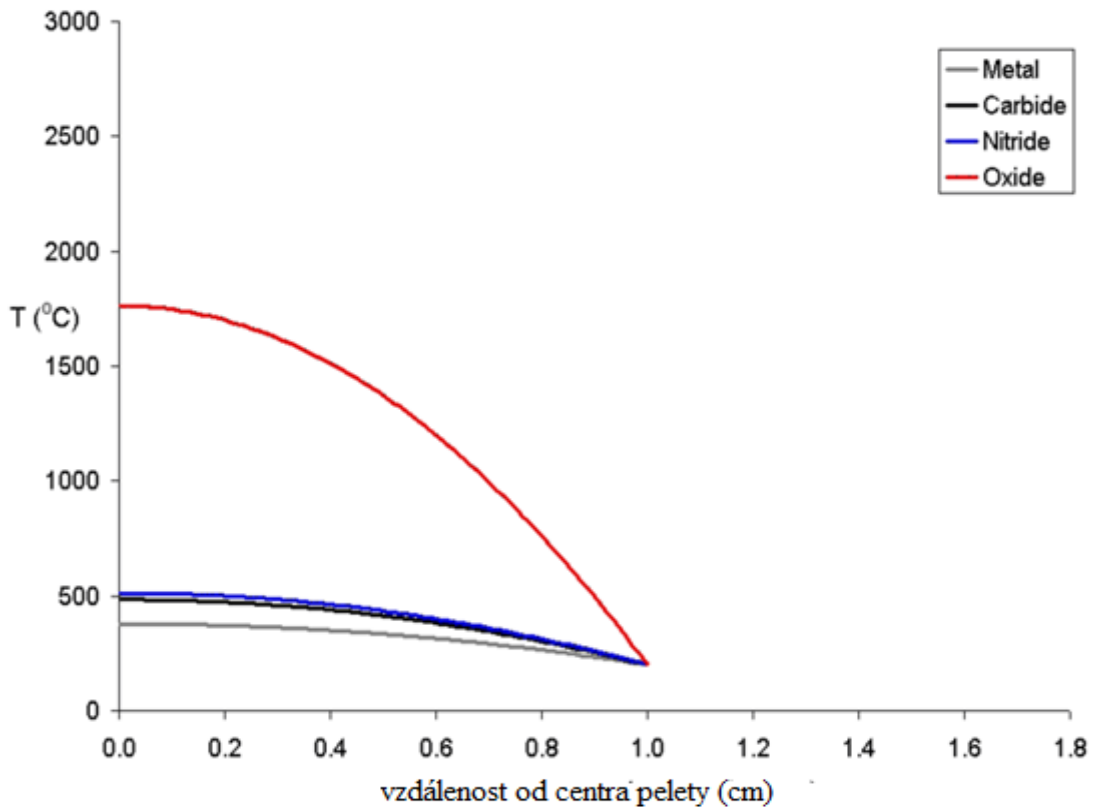
Při vyhoření nad 100 MWd/kg je množství štěpných produktů natolik velké, že dochází k spojování bublin plynů, jejich vzájemné interakci, tvorby tunelů v matici paliva a k masivnímu úniku plyných štěpných produktů z palivových pelet. [17]

Hromadí-li se plyn uvnitř paliva, dochází nejen k jeho napučání, ale i ke zhoršení tepelné vodivosti paliva, což vede k nárůstu jeho vnitřní teploty. [22]

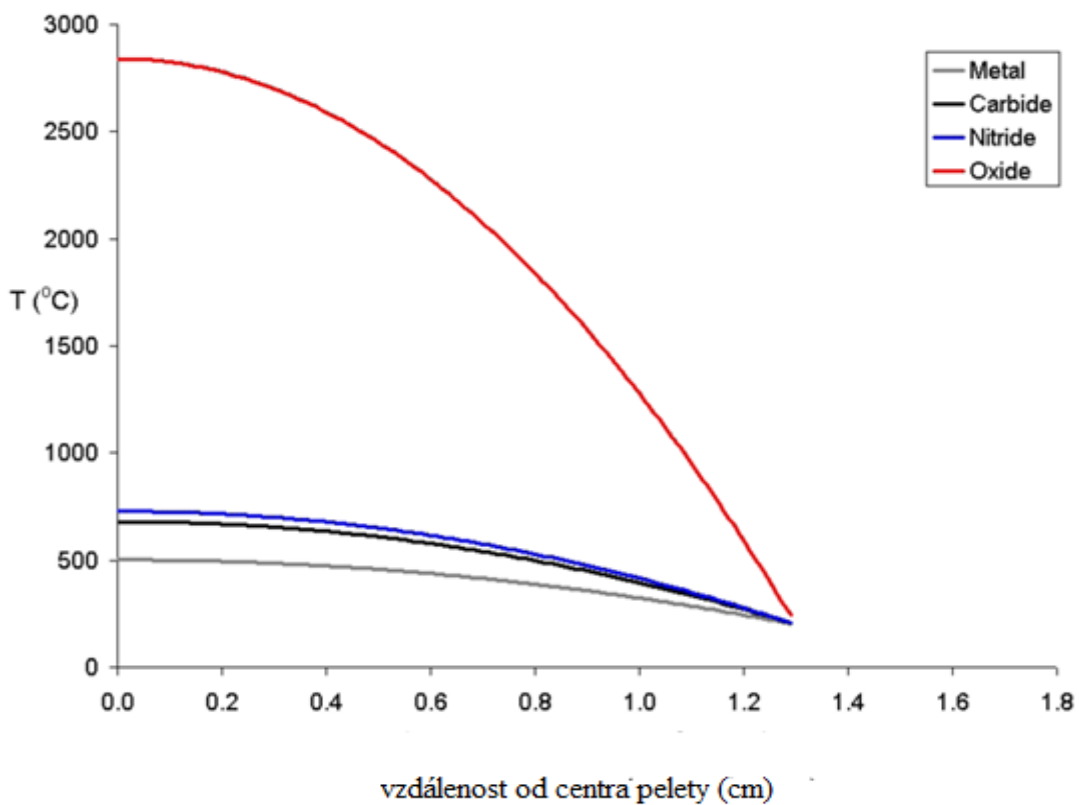
## 8.6 Praskání a přehřívání paliva (cracking and overheating)

Zahříváním palivových proutků dochází k rozpínání a zvětšování palivových pelet i proutků. Pelety se zahřívají nerovnoměrně, v jejich centru je výrazně vyšší teplota než na okraji.

Tento jev se uplatňuje především u keramických paliv, které mají nízký součinitel tepelné vodivosti. Jaké je rozložení teploty uvnitř palivové pelety názorně ukazují následující grafy.



Obr. 8-6 Rozložení teploty uvnitř pelety o průměru 10 mm [22]



Obr. 8-7 Rozložení teploty uvnitř pelety o průměru 26 mm [22]

Z obrázku Obr. 8-7 je patrné, že pokud by peleta keramického paliva měla poloměr 26 mm, dosahovala by teplota v jejím centru téměř 3000 °C. Což je skoro šestkrát větší teplota než dosáhneme u kovových paliv, které mají výrazně lepší tepelnou vodivost. Ovšem pelety takových průměrů se nepoužívají.

Díky nerovnoměrnému rozložení teploty se tedy střed pelety rozpíná rychleji a více než její okraj. Dochází tak ke vzniku vnitřního pnutí, které může vést až k prasknutí pelety od jejího středu k okraji a uvolnění tak štěpných produktů. Zvýšení teploty pelet je natolik výrazné, že dojde ke spojení (spečení) jednotlivých pelet v palivovém proutku. [22] a [27]

## 8.7 Napuchání (swelling)

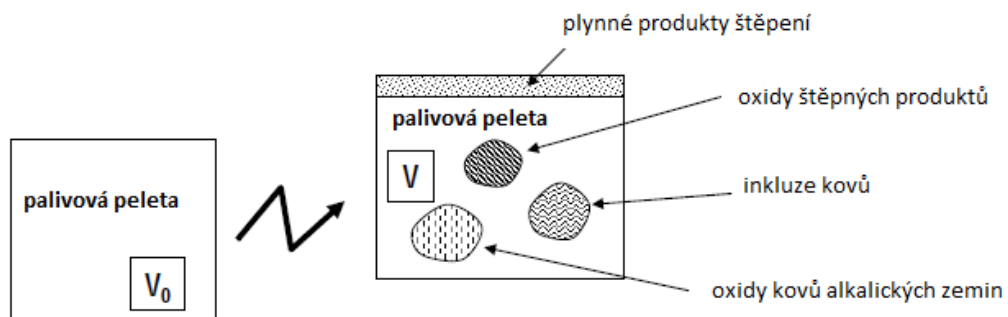
Jak palivo, tak pokrytí palivových proutků napuchá a zvětšuje svůj objem. Díky štěpným produktům, které se hromadí v palivu, a tepelné roztažnosti mohou pelety natolik zvětšit svůj objem, že vyplní mezeru mezi nimi a pokrytím. Dochází tak k dotýkání pelet a pokrytí a zvyšování vnitřního tlaku uvnitř proutků, což je navíc umocněno unikání plyných produktů z paliva.

Pokrytí palivových proutku je obvykle ze slitin zirkonia a podléhá korozi a vlivu radiace. Vznikne-li v pokrytí trhлина, chladící voda okamžitě vnikne dovnitř proutku, kde narazí na palivovou peletu a dojde k vypaření vody. Pára následně stoupá proutkem nahoru, dokud nedojde do místa, kde se dotýká peleta pokrytí. V tomto místě se pára hromadí a reaguje s pokrytím za vzniku hydroxidu zirkonia, který způsobí křehnutí pokrytí, což vede k jeho následnému praskání. Tomuto jevu říkáme sekundární degradace pokrytí. [22]

Výrazný vliv na napuchání paliva mají vznikající produkty štěpení, které můžeme rozdělit do několika skupin.

- 1) Pevné produkty štěpení:
  - a. Oxidy nacházející se ve struktuře paliva (Y, Zr, Nb, Mo)
  - b. Částičky (inkluze) kovů ( Ru, Tc, Rh, Pd, Mo )
  - c. Oxidy nerozpustné v palivu (Sr, Ba )
- 2) Plynné produkty štěpení: (Xe, Kr)

Názorný nárůst objemu palivové pelety je znázorněn na následujícím obrázku. [23]



Obr. 8-8 Swelling paliva díky štěpným produktům [23]

## 8.8 Vliv radiace na materiály

Dopadá-li záření na materiál, předá mu energii, změní tak stav atomů látky, čili vlastnosti materiálu. Pokud se jedná o nežádoucí změny, pak mluvíme o radiačním poškození.

Dopadající záření může způsobit následující interakce:

- 1) Interakce záření s neutrony: Záření dopadá na elektrony atomů, což vede k jejich excitaci nebo oddělení od jádra atomu.
- 2) Interakce záření s jádrem atomu: Podle energie záření může dojít buď k rozkmitání atomů, nebo k vyrazení atomů z krystalické mřížky a jejich umístění v mezimřížkové poloze. Dále může dojít k záchytu dopadající částice, a tedy k transmutaci nebo štěpení atomu.

Pro kovové materiály je zásadní tok neutronů, který může způsobit radiační poškození.

Dopadající neutron, pokud má potřebnou energii, vyrazí atom z krystalové mřížky. Tato energie se nazývá Vignerova energie a pro kovy se její hodnota pohybuje od 10 do 40 eV. Vyražený atom narazí do dalších atomů a vznikají tak kaskády sekundárně vyražených atomů, dokud se jeho energie dostatečně nesníží. Vyražením atomu z jeho mřížkové polohy vzniká dvojice vakance-interstaciál (Frenkelovy poruchy). Zbylá energie po poslední srážce způsobí rozkmitání atomů a výrazné lokální oteplení. Může tak dojít ke vzniku natavených a následně rychle ztuhlých mikroblastů.

Vznik Frenkelových poruch ovlivňuje mechanické vlastnosti kovů. Dochází k nárůstu meze kluzu, klesá tažnost a houževnatost. Mluvíme tedy o radiačním zkřehnutí.

Vznik vakancí má za následek nárůst rychlosti tečení kovů a snížení teploty při nichž k tečení dochází. Jedná se o radiační creep. Vzniklé vakance mají také vliv na napuchání (swelling) materiálu, kdy díky vzniku mezer a dutin dojde k nárůstu objemu. [24]

## 9 MODEL VYHOŘÍVÁNÍ PALIVA

Cílem modelu vyhořívání paliva je zobrazit průběh změny koncentrace izotopů uranu a transuranů, tedy hlavně izotopů plutonia, v průběhu vyhořívání jaderného paliva ve standardním tepelném reaktoru.

Vyhořívání paliva je již zmíněno v kapitole 8.3. Použijeme-li v tepelném reaktoru obohacené (izotopem  $^{235}\text{U}$ ) keramické palivo, pak během vyhořívání paliva ubývá množství izotopů  $^{238}\text{U}$  i  $^{235}\text{U}$  a naopak přibývají izotopy plutonia. Podstata těchto dějů je uvedena v kapitole 7, konkrétně v rovnicích 7.1 až 7.5. Tyto chemické rovnice se dají vyjádřit diferenciálními rovnicemi a z této soustavy diferenciálních rovnic vychází model vyhořívání paliva.

Model tedy simuluje vyhořívání paliva v reaktoru, ve kterém je na začátku 40 tun paliva. Palivo je oxid uranický obohacený 4 %  $^{235}\text{U}$  a tok tepelných neutronů  $\phi$  je  $10^{18} \text{ m}^{-2}\text{s}^{-1}$ . Toto jsou vstupní parametry a počáteční podmínky diferenciálních rovnic. Ovšem vstupní parametry je možno přímo v modelu měnit podle potřeby.

Tabulkové hodnoty potřebných konstant jako jsou účinné průřezy pro záchyt či štěpení tepelnými neutrony jsem získal z internetové databáze JEFF [25] a poločasy rozpadu jsou ze skript Jaderná zařízení [26]

Samotný model je vytvořen v programu Maple14. Naprogramované diferenciální rovnice, které jsou základem modelu, jsou na následujícím obrázku *Obr. 9-1*. Vznikla tak soustava sedmi diferenciálních rovnic, kde každému izotopu odpovídá jedna.

$$\begin{aligned}
 \text{rovnice1} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_5(t) = (-\phi \sigma_5 - \lambda_5 - \phi \sigma_{F5}) N_5(t) \right\} \\
 \text{rovnice2} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_8(t) = (-\phi \sigma_8 - \lambda_8) N_8(t) \right\} \\
 \text{rovnice3} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_9(t) = \phi \sigma_8 N_8(t) - (\sigma_9 \phi + \lambda_9) N_9(t) \right\} \\
 \text{rovnice4} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_{Np9}(t) = \lambda_9 N_9(t) - (\phi \sigma_{FNp9} + \lambda_{Np9}) N_{Np9}(t) \right\} \\
 \text{rovnice5} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_{Pu9}(t) = \phi \sigma_8 N_8(t) + \varepsilon (1-p) (\nu_5 \sigma_{F5} N_5(t) + \nu_9 \sigma_{FPu9} N_{Pu9}(t)) \phi - N_{Pu9}(t) \sigma_{Pu9} \phi \right\} \\
 \text{rovnice6} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_{Pu0}(t) = \phi (\sigma_{Pu9} - \sigma_{FPu9}) N_{Pu9}(t) - \phi \sigma_{Pu0} N_{Pu0}(t) \right\} \\
 \text{rovnice7} &:= \left\{ \frac{d}{dt} N_{Pu1}(t) = \phi \sigma_{Pu0} N_{Pu0}(t) - \phi \sigma_{Pu1} N_{Pu1}(t) \right\}
 \end{aligned}$$

*Obr. 9-1 Diferenciální rovnice pro izotopy:  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Np}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$*

První rovnice vyjadřuje ubývání izotopu  $^{235}\text{U}$ , které probíhá jednak záchytem neutronů, dále štěpením tepelnými neutrony a také přirozeným rozpadem. Obdobně jsou sestaveny i další rovnice pro izotopy uranu, neptunia a plutonia. V rovnici4 je vidět, že přibývání izotopu  $^{239}\text{Np}$  je způsobeno rozpadem  $^{239}\text{U}$  a neptunium se následně štěpí nebo rozpadá.

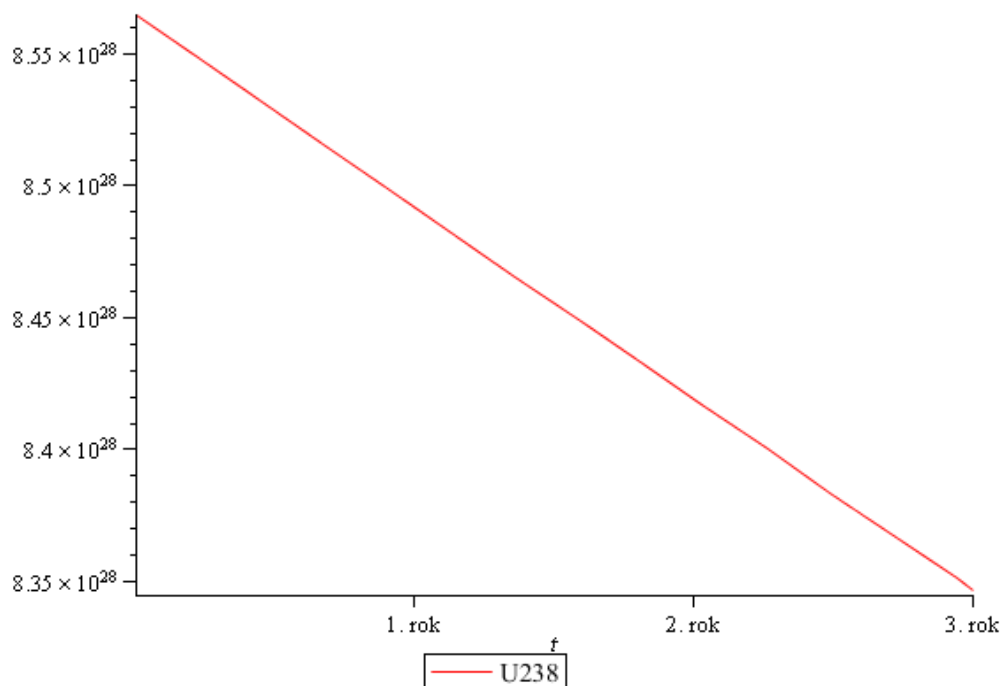
Za zmínku dále stojí rovnice5 pro  $^{239}\text{Pu}$ , která bere v úvahu, že tok neutronů není konstantní a nezanedbáváme únik neutronů.  $\varepsilon$  je multiplikační činitel rychlých neutronů, který vyjadřuje



výtěžek neutronů ze štěpení rychlými neutrony. Činitel  $p$  vyjadřuje pravděpodobnost, že neutron během zpomalení projde oblastí rezonanční energie bez zachycení [26]. Součin  $\epsilon \cdot \nu \cdot p$  tedy udává počet neutronů, u kterých se energie sníží na tepelnou.

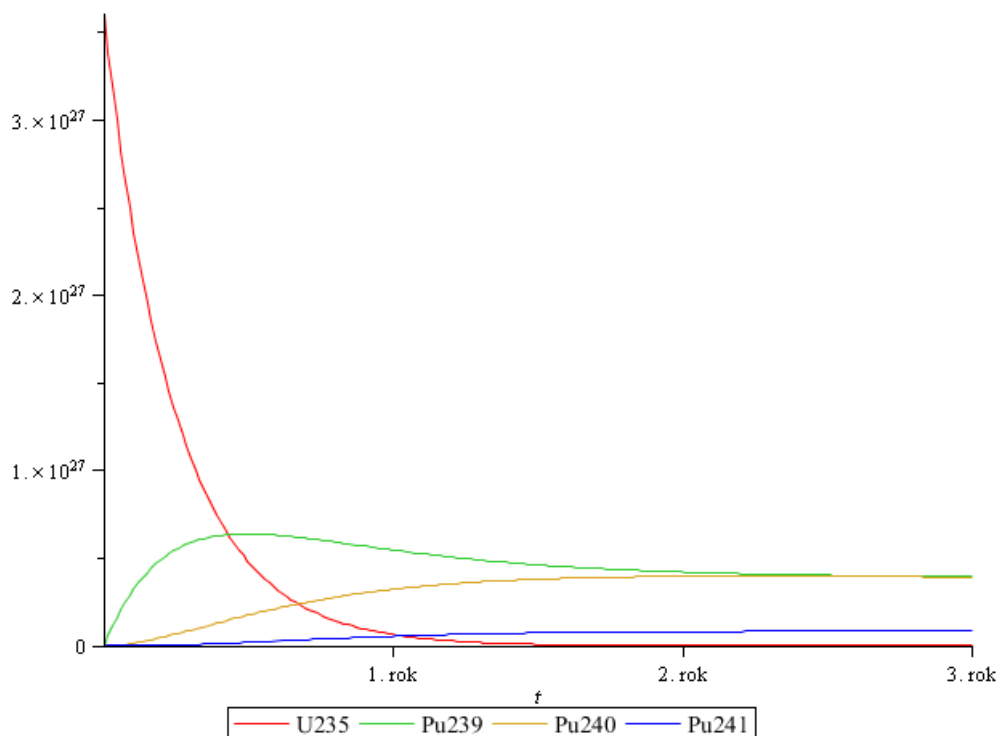
Závěry této simulace jsou na následujících obrázcích, které jsou konečným výstupem modelu a ukazují, jak se mění koncentrace uranu a transuranů v jaderném palivu.

Podle očekávání ubývá atomů  $^{238}\text{U}$ , ovšem úbytek  $^{238}\text{U}$  v palivu není nijak výrazný Obr. 9-2.



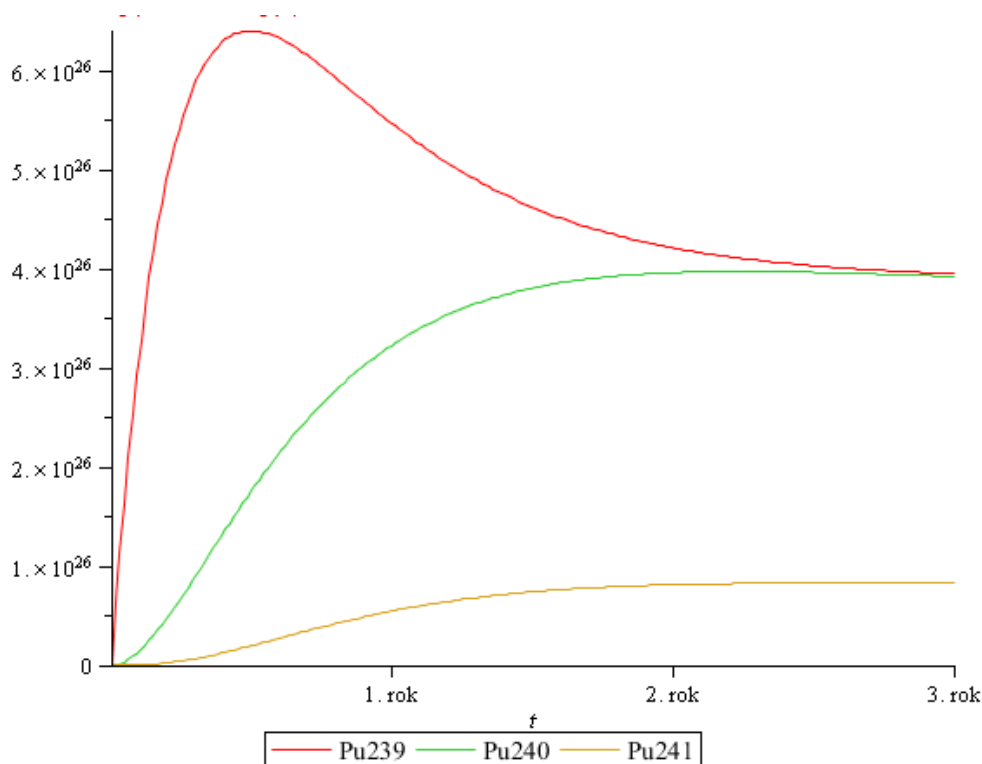
Obr. 9-2 Změna koncentrace uranu  $^{238}\text{U}$

Mnohem výrazněji ubývá atomů  $^{235}\text{U}$  a přibývají izotopy plutonia  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$ , až je uranu  $^{235}\text{U}$  méně než plutonia Obr. 9-3.



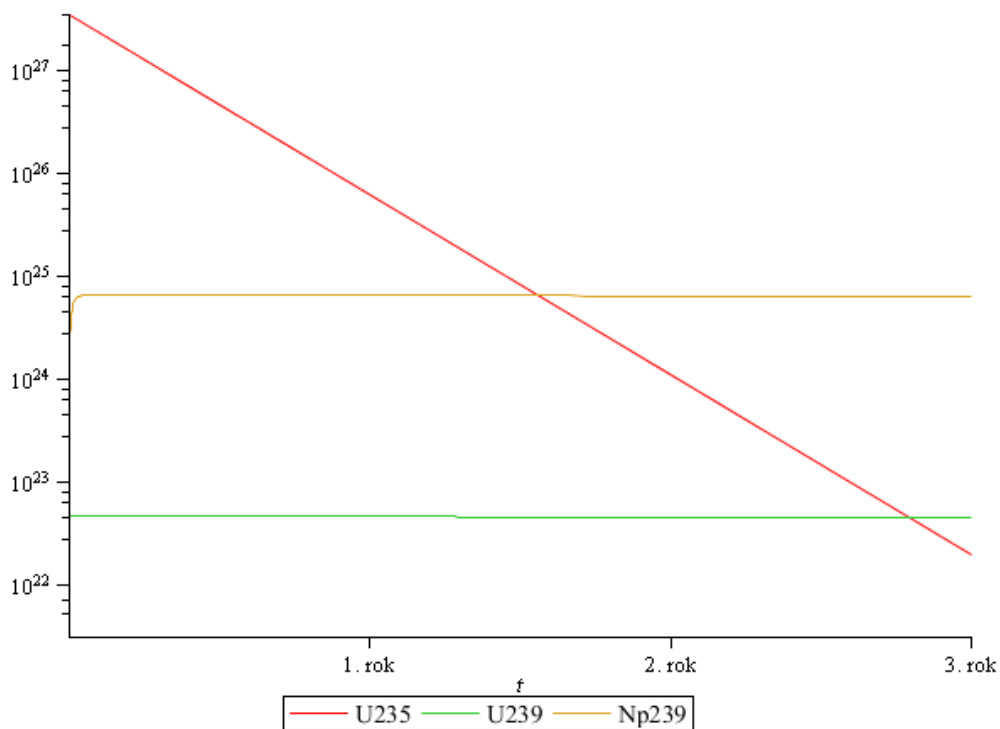
Obr. 9-3 Průběh vyhořívání  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$

Podrobnější průběh změny koncentrace plutonia je na následujícím obrázku Obr. 9-4, který má osu y v logaritmických souřadnicích a je na něm výrazně patrné postupné přibývání plutonia  $^{239}\text{Pu}$  a jeho následné ubývání. Plutonium je nezanedbatelný štěpný materiál v jaderném reaktoru. Dochází k vyhořívání tohoto izotopu plutonia díky štěpení a tedy uvolňování energie v době, kdy bývá již výrazně ubylo uranu  $^{235}\text{U}$ . Další izotopy plutonia  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  přibývají.



Obr. 9-4 Změna koncentrace izotopů plutonia  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$

A nakonec vzniklé množství  $^{239}\text{U}$  a  $^{239}\text{Np}$  se ustálí a podle očekávání nedochází k výrazným změnám těchto izotopů.



Obr. 9-5 Změna koncentrace  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Np}$

Model vyhořívání paliva je přiložen v elektronické podobě k bakalářské práci v příloze.

## 10 ZÁVĚR

Cílem této bakalářské práce bylo vytvořit stručný a jasný přehled paliv v současnosti i v minulosti nejrozšířenějších jaderných reaktorů. Takže se dozvídáme informace o palivech, která byla používána nebo se používají v dnes již dosluhujících a dále nerozvíjených reaktorech GCR či RBMK, nebo v nyní nejběžnějších lehkovodních reaktorech, které najdeme i u nás v České republice.

Díky mnoha výhodným vlastnostem se nejpoužívanějším jaderným palivem stala mírně obohacená keramická paliva, jejichž výroba není ovšem zrovna nejlevnější, a tak keramická paliva nejsou jediná používaná. Ve světě najdeme mnoho druhů jaderných paliv a stále pokračující jejich výzkum a vývoj. Za zmínku dále rozhodně stojí těžkovodní reaktory, jejichž konstrukce umožňuje velmi výhodně využívat relativně levný přírodní uran. Až nakonec se dostáváme k rychlým množivým reaktorům. Jejich výzkum probíhá již od začátků jaderné energetiky a i přesto je ve světě jediný průmyslově používaný jaderný reaktor tohoto typu. Přitom věřím, že tyto reaktory nemají tolik nevýhodných vlastností, aby nebyl na celém světě postaven další. Právě naopak tyto reaktory nám mohou umožnit výrazně lepší využití zásob jaderného paliva a to v době, kdy se stále častěji ohlížíme po nových zdrojích energie.

Tímto se dostáváme k thoriu, a tedy k thorium-uranovému cyklu, kterým se tato práce také stručně zabývá. Na světě jsou velké a významné zásoby toho prvku, který se dá energeticky využít. Ovšem v současnosti je stále využití thoria spíše pouze na papíře a až budoucnost nám ukáže, zda k tomu někdy dojde.

Jenže jaderná energetika není bez problémů. V této práci se ale nedozvíte o nejčastěji zmiňovaných problémech jaderných elektráren z oblasti bezpečnosti či ukládání vyhořelého jaderného paliva. Naopak, tato práce se věnuje problémům a dějům probíhajícím přímo v jaderném palivu v době, kdy se nachází přímo v jaderném reaktoru. Umožňuje nám tak shrnout, stručně ucelit a uvědomit si, jakými procesy prochází jaderné palivo, když se z něj uvolňuje energie, kterou využíváme a je pro nás a naši společnost naprosto nezbytná a nepostradatelná. Tyto děje jsou velmi významné pro samotný provoz reaktoru a jsou středem zájmu mnoha výzkumných týmů.

Nakonec na závěr se můžeme podívat na model vyhořívání jaderného paliva a uvědomit si, kolik vlastně zůstává v použitém jaderném palivu po vytažení z reaktoru nevyužitá energie a jak naroste koncentrace plutonia v palivu, i když jsme použili palivo, které bylo na začátku čistě z izotopů uranu.

Jaká je budoucnost jaderné energetiky je těžké říct. Ale i přes stále sílící hlasy proti ní, je důležité mít na paměti jeden důležitý fakt. Elektrická energie je dnes nepostradatelná a jaderné elektrárny jí vyrábí hodně.

## POUŽITÁ LITERATURA

- [1] BEČVÁŘ, Josef a kol. *Jaderné elektrárny*. Praha : SNTL/ALFA, 1981. 636 s.
- [2] ŠTAMBERG, Karel. *Technologie jaderných paliv II*. Praha : ČVUT, 2005. 147 s.
- [3] DUBŠEK, František. *Základy teorie a stavby jaderných reaktorů*. Brno : Rektorát vysokého učení technického v Brně, 1990. 303 s.
- [4] RAČEK, Jiří. *Jaderné elektrárny*. Brno : Nakladatelství Novotný, 2008. 222 s.
- [5] Thorium fuel cycle. In *Wikipedia : the free encyclopedia* [online]. St. Petersburg (Florida) : Wikipedia Foundation, 31.1.2006, last modified on 29.10.2011 [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Thorium\\_fuel\\_cycle](http://en.wikipedia.org/wiki/Thorium_fuel_cycle)>.
- [6] *TVEL Fuel Company* [online]. 1998 [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <<http://www.tvel.ru/>>.
- [7] ULLMANN, Vojtěch. *Jaderná a radiační fyzika* [online]. [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <<http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm>>.
- [8] KRTIČKA, Milan. *Využití jaderných technologií* [online prezentace]. Praha : MFF UK [cit. 2011-12-09]. Dostupný z WWW: <[www-ucjf.troja.mff.cuni.cz/krticka/lectures/reaktors.ppt](http://www-ucjf.troja.mff.cuni.cz/krticka/lectures/reaktors.ppt)>.
- [9] Plutonium-239. In *Wikipedia : the free encyclopedia* [online]. St. Petersburg (Florida) : Wikipedia Foundation, 13.2.2006, last modified on 25.10.2011 [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <<http://en.wikipedia.org/wiki/Plutonium-239>>.
- [10] *Recycling, the choice of sustainable management of energy resources* [prezentace]. Le Hague : AREVA [cit. 2011-12-09].
- [11] *World Nuclear Association* [online]. 2011 [cit. 2011-12-09]. MOX, MIXED OXIDE FUEL. Dostupné z WWW: <<http://www.world-nuclear.org/info/inf29.html>>.
- [12] *Ruské jaderné technologie* [online]. [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <<http://www.rusnuclear.cz/>>.
- [13] *Centrum výzkumu Řež s.r.o.* [online]. 2011 [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <<http://www.cvrez.cz/>>.
- [14] *World Nuclear Association* [online]. 2011 [cit. 2011-12-09]. Thorium. Dostupné z WWW: <<http://www.world-nuclear.org/info/inf62.html>>.
- [15] Enriched uranium. In *Wikipedia : the free encyclopedia* [online]. St. Petersburg (Florida) : Wikipedia Foundation, 20.2.2006, last modified on 9.11.2011 [cit. 2011-12-09]. Dostupné z WWW: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Enriched\\_uranium](http://en.wikipedia.org/wiki/Enriched_uranium)>.
- [16] *PBMR Pebble Bed Modular Reactor* [prezentace]. Praha : ČVUT [cit. 2011-12-09].
- [17] KATSUYAMA, Kozo, Takeo ASAGA a Koji MAEDA. *Fission gas release in FBR MOX fuel irradiated to high burnup*. 2004. Japan Nuclear Cycle Development Institute, 9 s.
- [18] *Sellafieldsites* [online]. 2012 [cit. 2012-04-26]. Dostupné z WWW: <<http://www.sellafieldsites.com>>.
- [19] Nuclear fuel. In *Wikipedia : the free encyclopedia* [online]. St. Petersburg (Florida) : Wikipedia Foundation, 20.2.2006, last modified on 16.04.2012 [cit. 2012-04-26]. Dostupné z WWW: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Enriched\\_uranium](http://en.wikipedia.org/wiki/Enriched_uranium)>.
- [20] *World Nuclear Association* [online]. 2011 [cit. 2012-05-08]. Nuclear fuel fabrication. Dostupné z WWW: <[http://www.world-nuclear.org/info/nuclear\\_fuel\\_fabrication-inf127.html](http://www.world-nuclear.org/info/nuclear_fuel_fabrication-inf127.html)>.

- 
- [21] *Atomenergoprom* [online]. [cit. 2012-05-08]. Dostupné z WWW: <[http://www-dev.niiar.ru/oit/en/oite\\_izd.htm](http://www-dev.niiar.ru/oit/en/oite_izd.htm)>.
- [22] Behavior of nuclear fuel during a reactor accident. In *Wikipedia : the free encyclopedia* [online]. St. Petersburg (Florida) : Wikipedia Foundation, 20.2.2006, last modified on 25.04.2012 [cit. 2012-05-08]. Dostupné z WWW: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Behavior\\_of\\_nuclear\\_fuel\\_during\\_a\\_reactor\\_accident](http://en.wikipedia.org/wiki/Behavior_of_nuclear_fuel_during_a_reactor_accident)>.
- [23] ROMANO, Antonino. *Nuclear Fuels* [prezentace]. 2006. Paul Scherrer Institut, Switzerland [cit. 2012-05-12].
- [24] *Radiační poškození* [online]. Praha : ČVUT [cit. 2012-05-12]. Dostupné z WWW: <[http://umi.fs.cvut.cz/files/radiacni\\_poskozovani.pdf](http://umi.fs.cvut.cz/files/radiacni_poskozovani.pdf)>
- [25] *Janis* [online]. 2012 [cit. 2012-05-19]. Jeff 3.1. Dostupné z WWW: <<http://www.oecd-nea.org/janis/>>.
- [26] RAČEK, Jiří. *Jaderná zařízení*. Brno : NOVAPRESS s.r.o., 2009. 239 s.
- [27] OTHMAN, Rozhgar. *Steady state and transient analysis of heat conduction in nuclear fuel elements*. 2004. KTH numerical analysis and computer science, Sweden, 50 s.