

**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**

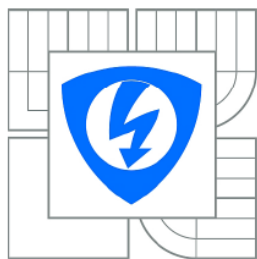
**POUŽITÉ JADERNÉ PALIVO  
A JEHO VLASTNOSTI**

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE  
BACHELOR'S THESIS**

**AUTOR PRÁCE  
AUTHOR**

**TOMÁŠ JESTŘÁB**

**BRNO 2015**



VYSOKÉ UČENÍ  
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky  
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

# Bakalářská práce

bakalářský studijní obor  
Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika

**Student:** Tomáš Jestřáb

**ID:** 152662

**Ročník:** 3

**Akademický rok:** 2014/2015

## NÁZEV TÉMATU:

### Použití jaderné palivo a jeho vlastnosti

#### POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Seznamte se s palivovým cyklem jaderných elektráren, zejména s jeho střední a zadní částí. Popište vlastnosti a charakteristiky vyhořelého (použitého) jaderného paliva.
2. Popište nakládání s VJP na Elektrárně Dukovany, věnujte se zejména problematice chlazení použitého paliva v bazénu skladování a jeho skladování.
3. Vytvořte model vyhořívání jaderného paliva na EDU a proveďte příslušné výpočty programem UWB1.
4. Analyzujte odlišnosti ve vlastnostech (zejména ve zbytkovém výkonu a měrné aktivitě) použitého paliva v závislosti na typu paliva EDU, na historii jeho pobytu v aktivní zóně, na jeho vyhoření, obohacení.

#### DOPORUČENÁ LITERATURA:

1. Lovecky, M. et al.: UWB1 - Fast nuclear fuel depletion code, Annals of Nuclear Energy 71, 2014.
2. Jones, A.: Classification of spent reactor fuel for nuclear forensics, Analytical Chemistry 86/11, 2014.
3. Spent Fuel Performance Assessment and Research: Final Report of a Coordinated Research Project, IAEA TECDOC 1680, 2012.

a další podle pokynů vedoucího a konzultantů práce

**Termín zadání:** 9.2.2015

**Termín odevzdání:** 28.5.2015

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

**Konzultanti bakalářské práce:** Ing. Martin Lovecký, ZČU v Plzni  
Ing. Jiří Gerža, EDU ČEZ, a.s.

**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:

JESTŘÁB, T. *Použití jaderné palivo a jeho vlastnosti*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2015. 57 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

Poděkování:

Děkuji vedoucímu mé bakalářské práce Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za odborné vedení, trpělivost a podnětné návrhy, které mi velmi pomohly při vypracování této práce. Zároveň bych rád poděkoval konzultantovi Ing. Jiřímu Geržovi za vstřícnost a zodpovězení všech mých otázek a konzultantovi Ing. Martinu Loveckému za poskytnutí výpočetního kódu  $U_{WB1}$  a rad s ním souvisejících. Rovněž děkuji všem blízkým osobám, které mě v průběhu celého studia a tvorby bakalářské práce podporovaly.

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**

# **Použité jaderné palivo a jeho vlastnosti**

**Tomáš Jestřáb**

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

**konzultanti: Ing. Jiří Gerža; Ing. Martin Lovecký**

**Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2015**

**Brno**



**BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY**

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

**Bachelor's thesis**

# **Spent nuclear fuel and its properties**

**by**

**Tomáš Jestřáb**

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

**Co-supervisors: Ing. Jiří Gerža; Ing. Martin Lovecký**

**Brno University of Technology, 2015**

**Brno**

**ABSTRAKT**

Hlavním cílem této práce je vytvoření modelů vyhořívání jaderného paliva používaných na Jaderné elektrárně Dukovany – původně projektovaného neprofilovaného paliva s tříletým cyklem, inovovaného profilovaného paliva s čtyřletým cyklem a současného paliva Gd-2M+ s pětiletým palivovým cyklem. Modely jsou vytvořeny pomocí výpočetního kódu  $U_wB_1$ , který umožňuje rychlý výpočet vyhořívání jaderného paliva. Výstupy z těchto modelů jsou v práci přehledně graficky zpracovány a na bázi teoretického základu, zahrnující informace o vnějším jaderném palivovém cyklu se zaměřením na jeho střední a zadní část, analyzovány z hlediska vyhoření, původního obohacení či době ozařování v aktivní zóně jaderného reaktoru.

**KLÍČOVÁ SLOVA:** vyhořelé jaderné palivo; jaderný palivový cyklus; bazén skladování; suchý mezisklad, mokřý mezisklad; obalový soubor; Dukovany;  $U_wB_1$

**ABSTRACT**

The main goal of this Bachelor's thesis is to develop fuel depletion models of a nuclear fuel used at Nuclear Power Plant Dukovany – originally designed nonprofiled fuel used in a three-year cycle, inovated profiled fuel used in a four-year cycle and currently used fuel Gd-2M+ used in a five-year fuel cycle. Models are created by computational code U<sub>w</sub>B<sub>1</sub> providing fast calculation of nuclear fuel depletion. Outputs of these models are in thesis graphically displayed and analyzed from the point of view of fuel depletion, enrichment or irradiation time spent in reactor core. These analyses are based on theory including information about the nuclear fuel cycle focusing on its middle part and the back end of the nuclear fuel cycle.

**KEY WORDS:** spent nuclear fuel; nuclear fuel cycle; spent fuel pool; dry storage; wet storage; nuclear waste cask; Dukovany; UWB1

## OBSAH

<b>SEZNAM OBRÁZKŮ.....</b>	<b>10</b>
<b>SEZNAM TABULEK .....</b>	<b>11</b>
<b>SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....</b>	<b>12</b>
<b>1 ÚVOD.....</b>	<b>14</b>
<b>2 JADERNÝ PALIVOVÝ CYKLUS.....</b>	<b>15</b>
<b>2.1 PŘEDNÍ ČÁST VNĚJŠÍHO PALIVOVÉHO CYKLU .....</b>	<b>15</b>
2.1.1 TĚŽBA URANOVÉ RUDY .....	15
2.1.2 OBOHACOVÁNÍ URANU .....	16
2.1.3 VÝROBA JADERNÉHO PALIVA .....	17
<b>2.2 STŘEDNÍ ČÁST VNĚJŠÍHO PALIVOVÉHO CYKLU .....</b>	<b>18</b>
2.2.1 NEUTRONOVÉ INTERAKCE V PALIVU .....	18
2.2.2 VYHOŘÍVÁNÍ PALIVA V REAKTORU .....	20
2.2.3 KONTINUÁLNÍ A KAMPAŇOVÁ VÝMĚNA PALIVA .....	20
2.2.4 METODY ZAVÁŽENÍ PALIVA OUT-IN A IN-OUT .....	20
<b>2.3 ZADNÍ ČÁST VNĚJŠÍHO PALIVOVÉHO CYKLU .....</b>	<b>21</b>
2.3.1 BAZÉN SKLADOVÁNÍ.....	21
2.3.2 MOKRÉ A SUCHÉ SKLADY VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA .....	21
2.3.2.1 Kontejnerové sklady .....	23
2.3.2.2 Kobkové sklady .....	23
2.3.2.3 Sila a betonové kanystry.....	24
2.3.3 ROZDÍL MEZI OTEVŘENÝM A UZAVŘENÝM PALIVOVÝM CYKLEM .....	25
2.3.4 PŘEPRACOVÁNÍ POUŽITÉHO PALIVA .....	25
2.3.4.1 Palivo MOX.....	26
2.3.4.2 Palivo RepU.....	26
2.3.5 HLUBINNÁ ÚLOŽIŠTĚ .....	27
2.3.6 PŘÍPOVRCHOVÁ A PODZEMNÍ ÚLOŽIŠTĚ .....	27
<b>3 NAKLÁDÁNÍ S VJP NA JE DUKOVANY.....</b>	<b>28</b>
<b>3.1 HISTORIE JE DUKOVANY .....</b>	<b>28</b>
<b>3.2 AKTIVNÍ ZÓNA REAKTORU VVER-440.....</b>	<b>29</b>
<b>3.3 BAZÉN SKLADOVÁNÍ .....</b>	<b>30</b>
3.3.1 CHLAZENÍ VYHOŘELÉHO PALIVA V BAZÉNU SKLADOVÁNÍ.....	31
<b>3.4 MEZISKLADOVÁNÍ NA EDU.....</b>	<b>31</b>
3.4.1 MSVP DUKOVANY .....	31
3.4.2 SVP DUKOVANY.....	32
<b>3.5 OS CASTOR 440/84, RESP. 84M .....</b>	<b>33</b>



---

<b>4 SLOŽENÍ VYHOŘELÉHO PALIVA</b> .....	<b>35</b>
<b>4.1 ZBYTKOVÝ VÝKON</b> .....	<b>35</b>
<b>4.2 MĚRNÁ AKTIVITA</b> .....	<b>35</b>
<b>4.3 ŠTĚPNÉ PRODUKTY</b> .....	<b>36</b>
<b>4.4 AKTINOIDY</b> .....	<b>37</b>
<b>4.5 AKTIVAČNÍ PRODUKTY</b> .....	<b>38</b>
<b>4.6 VÝPOČETNÍ KÓD <math>U_wB_1</math></b> .....	<b>38</b>
<b>5 ANALÝZA VÝSTUPU Z <math>U_wB_1</math></b> .....	<b>39</b>
<b>5.1 KOEFICIENT NÁSOBENÍ</b> .....	<b>40</b>
<b>5.2 PALIVO NEPROFILOVANÉ</b> .....	<b>42</b>
5.2.1 ŠTĚPNÉ PRODUKTY V NEPROFILOVANÉM PALIVU .....	42
5.2.2 IZOTOPY U-235 A U-238 V NEPROFILOVANÉM PALIVU .....	43
5.2.3 AKTINOIDY V NEPROFILOVANÉM PALIVU.....	43
5.2.4 AKTIVAČNÍ PRODUKTY V POKRYTÍ NEPROFILOVANÉHO PALIVA .....	45
<b>5.3 PROFILOVANÉ PALIVO</b> .....	<b>46</b>
5.3.1 ŠTĚPNÉ PRODUKTY V PROFILOVANÉM PALIVU .....	46
5.3.2 IZOTOPY U-235 A U-238 V PROFILOVANÉM PALIVU .....	47
5.3.3 AKTINOIDY V PROFILOVANÉM PALIVU .....	48
5.3.4 AKTIVAČNÍ PRODUKTY V POKRYTÍ PROFILOVANÉHO PALIVA.....	49
<b>5.4 PALIVO GD-2M+</b> .....	<b>49</b>
5.4.1 ŠTĚPNÉ PRODUKTY V PALIVU GD-2M+ .....	50
5.4.2 IZOTOPY U-235 A U-238 V PALIVU GD-2M+.....	51
5.4.3 AKTINOIDY V PALIVU GD-2M+ .....	52
5.4.4 AKTIVAČNÍ PRODUKTY V PALIVU GD-2M+.....	53
<b>5.5 ZÁVĚREČNÉ ZHODNOCENÍ ANALÝZY</b> .....	<b>53</b>
<b>6 ZÁVĚR</b> .....	<b>55</b>
<b>POUŽITÁ LITERATURA</b> .....	<b>56</b>

## SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 2-1: Vnější jaderný palivový cyklus .....</i>	<i>15</i>
<i>Obr. 2-2: Separace izotopu <sup>235</sup>U pomocí laserové technologie .....</i>	<i>17</i>
<i>Obr. 2-3: Horní část palivového souboru pro reaktor VVER-1000,.....</i>	<i>18</i>
<i>Obr. 2-4: Mokrý mezisklad vyhořelého paliva JE Jaslovské Bohunice .....</i>	<i>22</i>
<i>Obr. 2-5: Skladovací kontejnery v Surry ve Virginii (USA).....</i>	<i>23</i>
<i>Obr. 2-6: Schéma suchého meziskladu kobkového typu v maďarském Pakši .....</i>	<i>24</i>
<i>Obr. 2-7: Schéma betonového zásobníku .....</i>	<i>24</i>
<i>Obr. 2-8: Francouzský přepracovací závod v La Hague .....</i>	<i>25</i>
<i>Obr. 2-9: Procentuální složení uranového paliva před i po vyhoření .....</i>	<i>26</i>
<i>Obr. 3-1: Pohled do otevřeného reaktoru 4. bloku EDU.....</i>	<i>29</i>
<i>Obr. 3-2: Bazén skladování se skladovacími rošty v EDU .....</i>	<i>30</i>
<i>Obr. 3-3: Mezisklad vyhořelého jaderného paliva JE Dukovany .....</i>	<i>32</i>
<i>Obr. 3-4: Obalový soubor CASTOR 440/84M s popisem jednotlivých částí.....</i>	<i>34</i>
<i>Obr. 5-1: Závislost efektivního koeficientu násobení na době vyhořívání pro různé typy paliva ..</i>	<i>41</i>
<i>Obr. 5-2: Složení štěpných produktů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu .....</i>	<i>42</i>
<i>Obr. 5-3: Poměr U-235 a U-238 v neprofilovaném palivu na počátku a v jednotlivých letech ....</i>	<i>43</i>
<i>Obr. 5-4: Složení aktinoidů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu.....</i>	<i>44</i>
<i>Obr. 5-5: Složení vybraných izotopů plutonia v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu ..</i>	<i>44</i>
<i>Obr. 5-6: Izotopické složení v pokrytí neprofilovaného paliva na konci tříletého cyklu .....</i>	<i>45</i>
<i>Obr. 5-7: Složení štěpných produktů v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu.....</i>	<i>46</i>
<i>Obr. 5-8: Poměr U-235 a U-238 v profilovaném palivu na počátku a v jednotlivých letech .....</i>	<i>47</i>
<i>Obr. 5-9: Složení aktinoidů v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu .....</i>	<i>48</i>
<i>Obr. 5-10: Složení vybraných izotopů plutonia v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu ..</i>	<i>48</i>
<i>Obr. 5-11: Izotopické složení v pokrytí profilovaného paliva na konci čtyřletého cyklu.....</i>	<i>49</i>
<i>Obr. 5-12: Složení štěpných produktů v palivu typu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu .....</i>	<i>50</i>
<i>Obr. 5-13: Poměr U-235 a U-238 v palivu typu Gd-2M+ na počátku a v jednotlivých letech .....</i>	<i>51</i>
<i>Obr. 5-14: Složení aktinoidů v palivu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu .....</i>	<i>52</i>
<i>Obr. 5-15: Složení vybraných izotopů plutonia v palivu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu.....</i>	<i>52</i>
<i>Obr. 5-16: Izotopické složení v pokrytí paliva Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu .....</i>	<i>53</i>

**SEZNAM TABULEK**

<i>Tab. 3-1: Souhrnné údaje o s pouštění jednotlivých bloků JE Dukovany.....</i>	<i>29</i>
<i>Tab. 3-2: Základní charakteristiky kontejnerů používaných na EDU.....</i>	<i>33</i>
<i>Tab. 4-1: Nejvýznamnější izotopy z hlediska aktivity ve VJP z VVER-440 do 9 let po vyvezení ...</i>	<i>35</i>
<i>Tab. 4-2: Štěpné produkty použité pro srovnání jejich zastoupení v různých typech paliva .....</i>	<i>36</i>
<i>Tab. 4-3: Aktinoidy použité pro srovnání jejich zastoupení v různých typech paliva.....</i>	<i>37</i>
<i>Tab. 4-4: Izotopy prvků konstrukčních materiálů v pokrytí paliva včetně aktivačních produktů ..</i>	<i>38</i>
<i>Tab. 5-1: Použité geometrické parametry neprofilovaného paliva.....</i>	<i>42</i>
<i>Tab. 5-2: Použité geometrické parametry profilovaného paliva .....</i>	<i>46</i>
<i>Tab. 5-3: Použité geometrické parametry paliva typu Gd-2M+.....</i>	<i>49</i>

## SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

<i>Zkratka</i>	<i>Vysvětlivka</i>
<i>AZ</i>	Aktivní zóna
<i>CANDU</i>	Canada deuterium uranium (těžkovodní reaktor kanadského typu)
<i>CANUT</i>	Centre for Advanced Nuclear Technologies (Centrum pokročilých jaderných technologií)
<i>CASTOR</i>	Typ obalového souboru dodávaného společnostmi GNS
<i>CLAB</i>	Centrální mezisklad vyhořelého jaderného paliva v Oskarshamnu (Švédsko)
<i>ČSSR</i>	Československá socialistická republika
<i>EDU</i>	Elektrárna Dukovany
<i>ETE</i>	Elektrárna Temelín
<i>IFBA</i>	Integral Fuel Burnable Absorber (vyhořívající absorbátor přimíchaný do paliva)
<i>GNS</i>	Gesellschaft für Nuklear-Service mbH (dodavatel obalových souborů CASTOR)
<i>JE</i>	Jaderná elektrárna
<i>LOPET</i>	Leningrad Teplo Elektro Proekt (Leningradský projektový institut, dnes SPbAEP)
<i>MAAE</i>	Mezinárodní agentura pro atomovou energii
<i>MAGNOX</i>	MAGnesium Non-OXidising fuel cladding (pokrytí paliva neoxidujícím hořčíkem)
<i>MOX</i>	Mixed oxide (směsné palivo)
<i>MSVP</i>	Mezisklad vyhořelého jaderného paliva
<i>OS</i>	Obalový soubor
<i>RepU</i>	Reprocessed Uranium (přepracovaný uran)
<i>RBMK</i>	Reaktor bolšoj moščnosti kanalnyj (lehkovodní grafitový reaktor ruského typu)
<i>SPbAEP</i>	St. Petersburg Institute ATOMENERGOPROEKT (Petrohradský projektový institut)
<i>SSSR</i>	Svaz sovětských socialistických republik
<i>SVP</i>	Sklad vyhořelého paliva
<i>SÚJB</i>	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
<i>tTK</i>	Tun těžkého kovu
<i>tU</i>	Tun uranu
<i>TVEL</i>	Ruská společnost vyrábějící jaderné palivo
<i>U<sub>wB1</sub></i>	Výpočetní kód vyvíjený na Západočeské univerzitě v Plzni
<i>VJP</i>	Vyhořelé jaderné palivo
<i>VVER</i>	Vodo-vodjanoj energetičeskij reaktor (tlakovodní reaktor ruského typu)
<i>Z</i>	Protonové číslo

<i>Značka</i>	<i>Vysvětlivka</i>	<i>Značka jednotky</i>
$\lambda$	Pravděpodobnost setrvání neutronu v soustavě	-
$k_{\infty}$	Koeficient násobení (multiplikační činitel) pro nekonečné prostředí	-
$k_{ef}$	Efektivní koeficient násobení (multiplikační činitel)	-
$n_k$	Počet neutronů v generaci	-
$n_{k-1}$	Počet neutronů v generaci předchozí	-
$k$	Koeficient násobení (multiplikační činitel)	-

<i>Molekulový vzorec</i>	<i>Chemický název</i>
$(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7 \cdot n\text{H}_2\text{O}$	Diuranát amonný
$\text{UF}_6$	Hexafluorid uranu
$\text{UO}_2$	Oxid uraničitý
$\text{ZrB}_2$	Diborid zirkonia
$\text{Gd}_2\text{O}_3$	Oxid gadolinitý
$\text{PuO}_2$	Oxid plutoničitý

# 1 ÚVOD

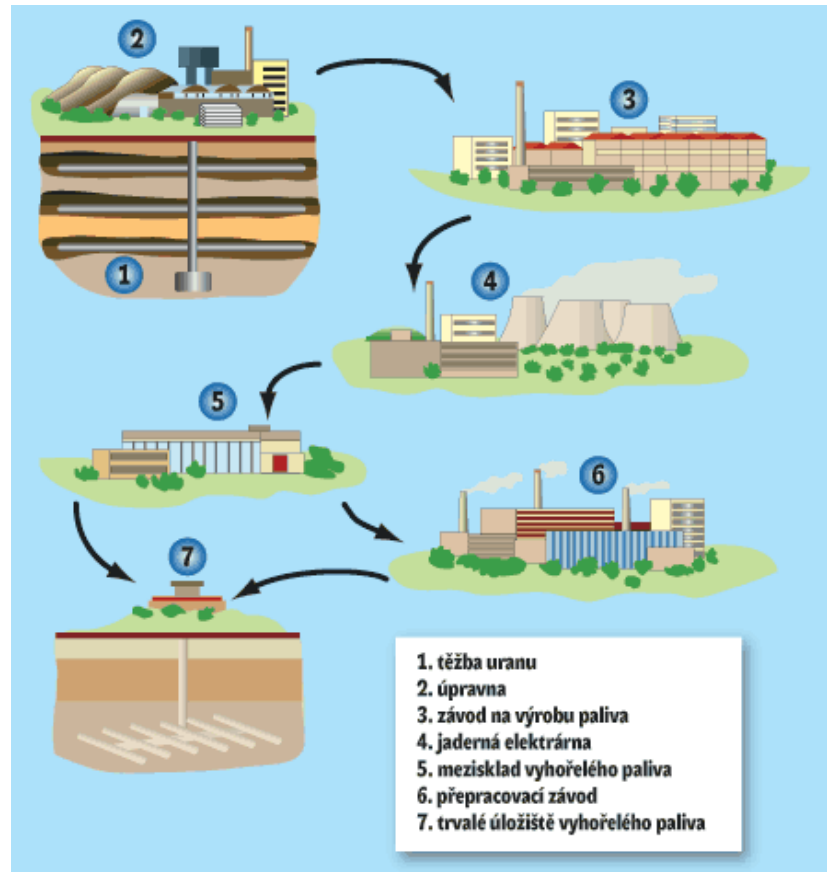
Rozvoj moderní společnosti silně závisí na energii, kterou získáváme především z fosilních paliv. Jelikož jsou zásoby fosilních zdrojů odhadovány na desítky až stovky let, je proto nezbytné hledat a rozvíjet nové zdroje, zvýšit efektivitu výroby tepelné a elektrické energie. Jaderná energie je poměrně nová forma využitelné energie, která zažila velký progres v posledních šedesáti letech. I přes narušení vztahu k veřejnosti, skrze nehody na čtvrtém černobylském bloku a poměrně nedávné havárie čtyřech bloků Jaderné elektrárny Fukušima Dai-ichi, prožívá jaderná energetika obrodu, a to hlavně na asijském kontinentu. Kromě výstavby nových bloků se stále častěji upíná zrak na řešení otázky nakládání s vyhořelým jaderným palivem a obecně i studováním jeho problematiky. V podstatě existují dvě odlišné cesty řešící nakládání s použitým palivem v rámci vnějšího palivového cyklu. První z nich se týká trvalého uložení vyhořelého paliva do hlubinných úložišť, mluvíme tedy o otevřeném palivovém cyklu. VJP však stále obsahuje určité množství dále štěpitelného materiálu, který se může znovu použít jako jaderné palivo. Druhou variantou je tedy přepracování VJP, jehož cílem je separovat tyto štěpitelné prvky a opětovně je využít jako součást čerstvých palivových souborů pro jaderné reaktory. Obě varianty mají své klady i zápory a globálně ve světě momentálně nepanuje jednoznačné přesvědčení pro některou z cest, což má za následek držení se tzv. vyčkávací strategie.

Během doby než se o použitém palivu z reaktorů rozhodne, jestli se trvale uloží či přepracuje, je nejprve chlazeno v bazénech skladování a poté přepraveno do meziskladů vyhořelého jaderného paliva. Nezbytnou součástí těchto meziskladů je odvod zbytkového tepla, aby nedošlo k porušení či destrukci palivových souborů vlivem jejich přehřívání. Znalost této problematiky a jeho změn v čase nám umožňuje bezpečné nakládání s vyhořelým jaderným palivem. Zbytkové teplo i měrná aktivita závisí na izotopickém složení VJP, době ozařování v aktivní zóně a další faktorech, které můžeme ovlivnit například složením jaderného materiálu, obohacením, konstrukcí palivového souboru atd. Při aplikování těchto znalostí při vytváření modelu vyhořívání jaderného paliva můžeme pomocí moderní techniky zobrazit stav či složení paliva po určité době strávené v aktivní zóně reaktoru a následně modelovat i chování vyhořelého paliva během skladování.

Hlavním cílem této práce je právě vytvoření modelu vyhořívání jaderného paliva používaných na Jaderné elektrárně Dukovany, a to konkrétně původně projektovaného neprofilovaného paliva s tříletým cyklem, inovovaného profilovaného paliva s čtyřletým cyklem a paliva aktuálně používaného - Gd-2M+ s pětiletým palivovým cyklem. Dalším stěžejním bodem bude porovnání výstupů modelů z hlediska vyhoření, původního obohacení či doby ozařování v aktivní zóně. K popsání odlišností je potřeba porozumět základům vnějšího jaderného palivového cyklu, zejména jeho střední a zadní části, které pojednávají o využívání jaderného paliva v reaktoru, resp. následným nakládáním s palivem vyhořelým.

## 2 JADERNÝ PALIVOVÝ CYKLUS

Vnější jaderný palivový cyklus se obecně definuje jako souhrn všech procesů, které souvisejí s výrobou a následným využitím jaderného paliva a s jeho nakládáním. Tento cyklus se dělí na tři základní části. První část, která se zabývá těžbou uranu a výrobou paliva, se nazývá přední část (front-end). Zadní část palivového cyklu (back-end) řeší nakládání s použitým (vyhořelým) jaderným palivem, případně jeho přepracování. Takzvanou mezifází je střední část, která zahrnuje zavezení a využívání paliva v reaktoru. [1],[2]



Obr. 2-1: Vnější jaderný palivový cyklus, převzato z [5]

### 2.1 Přední část vnějšího palivového cyklu

Hlavním procesem přední části vnějšího palivového cyklu je těžba uranové rudy, obohacování uranu a cyklus se uzavírá výrobou paliva, které po vyvezení z výrobní linky je připraveno na zavezení do jaderného reaktoru.

#### 2.1.1 Těžba uranové rudy

Hlavní surovinou pro výrobu jaderného paliva je stále i v současné době uranová ruda. Jsou standardně využívány dvě metody – podpovrchová (hlubinná) nebo povrchová. Metoda se obecně volí na základě charakteristik ložiska rudy z hlediska těžby, jako např. velikost ložiska, hloubka, jakost rudy a stav podkladu apod. Pro představu, jediný funkční uranový důl (hlubinný) v České republice se nachází u obce Dolní Rožínka a jeho plán těžby a výroby uranu dolu Rožná I pro rok 2015 je stanoven na 90 tun, přičemž za loňský rok bylo v tomto dole vytěženo 130 tun. Vzhledem k postupně klesající produkci se předpokládá, že v roce 2017 budou dotěženy zbytkové zásoby. [1],[3],[19]

Po drcení a rozemletí rudy je na řadě chemická úpravna, na jejímž výstupu je v případě zmíněného českého dolu koncentrát diuranát amonný  $(\text{NH}_4)_2\text{U}_2\text{O}_7 \cdot n\text{H}_2\text{O}$ . Koncentrát s obsahem uranu alespoň 65 % bývá často nazýván označením „žlutý koláč“. Ve výrobně paliva se koncentrát rafinuje (rozpouští se v kyselině dusičné), dále je na řadě oddělení uranu od nečistot (extrakce) a jeho převedení na oxid uraničitý  $\text{UO}_2$ . [1],[3]

### 2.1.2 Obohacování uranu

Po konverzi na plyn hexafluorid uranu  $\text{UF}_6$  následuje proces obohacování, jelikož koncentrace štěpitelného izotopu  $^{235}\text{U}$  v přírodním uranu je pro použití v lehkovodních reaktorech nízká (obecně se uvádí hodnota 0,7 %). Pro představu přírodní uran ve světě využívají např. grafitové reaktory Magnox<sup>1</sup> britské výroby či kanadské těžkovodní reaktory CANDU. Pro použití uranového paliva v lehkovodních reaktorech je tedy nutné jej uměle obohatit. Např. ruské grafitové reaktory používají palivo s obohacením 2 - 3 %, převážná část tlakovodních reaktorů však využívá uranového obohacení 3 až 5 %. Právě podle použití paliva se dále přizpůsobuje a optimalizuje vnitřní palivový cyklus. [21]

Pro izotopické obohacování existuje více metod, avšak mezi nejpoužívanější patří separace těkavé sloučeniny uranu  $\text{UF}_6$  pomocí centrifugace (Rusko, Čína, USA, Francie). V minulých letech se uranové palivo obohacovalo pomocí plynné difúze (hlavně ve Francii a USA), ale poslední obohacovací závod tohoto typu v městě Paducah (USA) byl přerušen v roce 2013. Obě metody využívají nepatrný rozdíl v hmotnostech obou sledovaných izotopů uranu. [21]

V případě **plynné difúze** lehčí a pohyblivější molekuly hexafluoridu prochází skrz keramické porézní přepážky rychleji než těžší molekuly izotopu uranu. V typickém závodě na nízké obohacení je pro proces s plynovou difúzí používáno 1000 až 1500 těchto separačních stupňů. Tato metoda je energeticky mimořádně náročná a nákladná na provoz, neboť probíhá za vysokých teplot a kompresory mezi jednotlivými stupni kaskády zajišťují potřebný tlakový spád. Z těchto důvodů se postupně od plynné difúze opouštělo a přecházelo na metodu centrifugace. [1],[2]

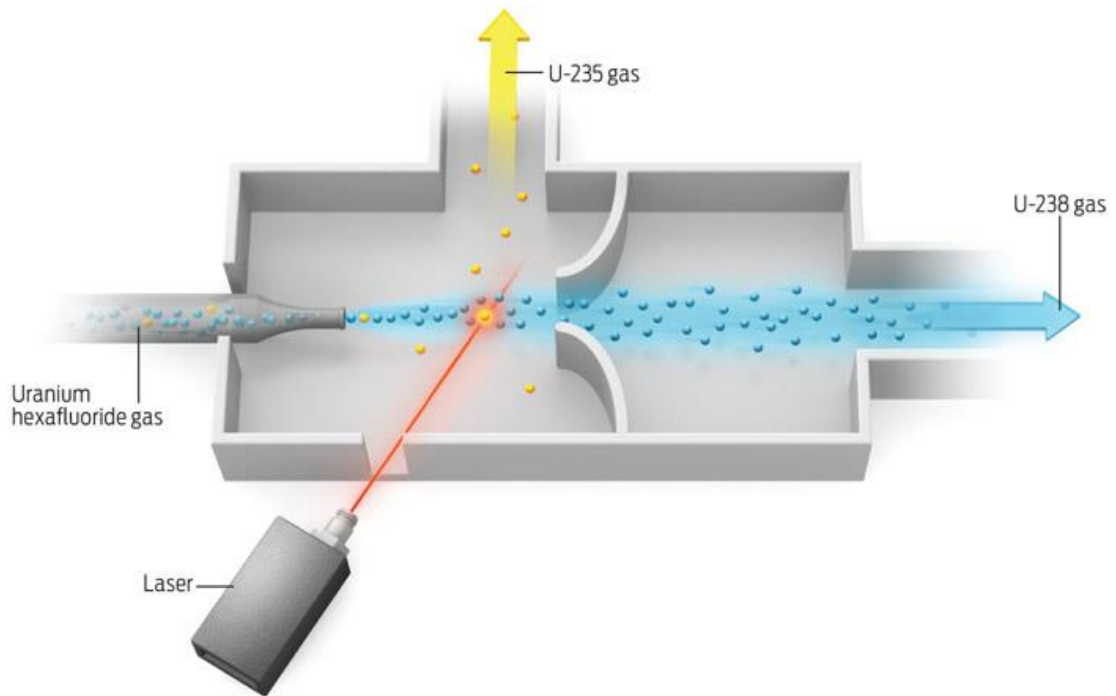
**Centrifugace** (odstředivková metoda) je založena na separačním účinku silného odstředivého pole v rotujícím válci vhodně kombinovaném s kaskádním efektem protiproudové cirkulace na směs izotopů  $\text{UF}_6$ . Do válce se vžene plynný  $\text{UF}_6$ , který se roztočí rychlostí 50 až 70 tisíc otáček za minutu. Vlivem odstředivé síly se ke stěnám dostane více těžšího  $^{238}\text{U}$ , zatímco lehčí  $^{235}\text{U}$  se soustředí ve středu válce. Dno centrifugy se zahřívá, takže plyn stoupá vzhůru, kde může být jeho obohacená část odsáta a použita jako vstup do dalšího cyklu. Centrifugy tak mohou pracovat kontinuálně. Účinnost tohoto systému je závislá především na rychlosti otáčení centrifugy. Aby se dosáhlo potřebného obohacení, je potřebné použití kaskád několika desítek tisíc kusů odstředivek. V porovnání s difúzí je tato metoda obohacování celkově efektivnější a ekonomicky výhodnější, a proto i momentálně nejvyužívanější. [1],[2]

Do budoucna se však nejvyšší potenciál skýtá v metodě **laserového obohacování**. Tato obohacovací technologie využívá laser, který dokáže excitovat především  $^{235}\text{U}$  v plynném hexafluoridu uranu, čímž usnadní separaci tohoto žádoucího izotopu. Proces je složitější, ale potenciálně efektivnější než centrifugová metoda. [21]

---

<sup>1</sup> V provozu už jen reaktor 1 v jaderné elektrárně Wylfa v severním Walesu. [19]





Obr. 2-2: Separace izotopu  $^{235}\text{U}$  pomocí laserové technologie, převzato z [22]

### 2.1.3 Výroba jaderného paliva

Po redukcí obohaceného hexafluoridu uranu na oxid uraničitý  $\text{UO}_2$  je prášek oxidu tvarován do tabletek (peletek), které se spékají (sintrace) v automatických pecích a následně brousí na přesně daný průměr. Do některých tabletek se můžou ještě před spékáním přidávat sloučeniny jako bór, gadolinium či erbium, které slouží jako vyhořívající absorbátor. Absorbátor napomáhá kompenzovat přebytek reaktivity na začátku cyklu (vyrovnávají výkon) a v důsledku může umožnit delší palivové cykly s palivy vyšších obohacení. Americká společnost Westinghouse používá jako vyhořívající absorbátor napařený na okraj paliva (IFBA) diborid zirkonia  $\text{ZrB}_2$ . V palivu na EDU (i na ostatních jaderných elektrárnách, kde palivo dodává ruská společnost TVEL) se využívá oxidu gadolinitého  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ . [1],[4]

Hotové a připravené peletky jsou pak vkládány do trubek ze slitiny zirkonia a dalších prvků (např. niob), nebo z nerezavějící oceli. Trubky naplněné peletkami se poté natlakují inertním plynem (nejčastěji se používá helium), hermeticky uzavřou a tvoří palivový článek (proutek). Tyto články, které jsou kompletovány a spojeny do skupin spolu s distančními mřížkami a dalšími hotovými díly (např. podložky, pružiny, matice a různé odlitky), nazýváme palivovými soubory (kazetami<sup>2</sup>). Kompletní smontované palivové soubory jsou baleny do vodotěsných a prachotěsných fólií a poté ukládány do skladu do doby, kdy jsou transportovány ve speciálních kontejnerech do elektrárny. [1],[2],[4]

<sup>2</sup> Pojem palivová kazeta se používá na EDU, jedná se o uzavřený obálkový soubor.



Obr. 2-3: Horní část palivového souboru pro reaktor VVER-1000, převzato z [11]

## 2.2 Střední část vnějšího palivového cyklu

Jak bylo zmíněno v úvodu kapitoly Palivový cyklus, střední část palivového cyklu se týká zavezení a využívání paliva v jaderném reaktoru. Střední část se obvykle zakončuje vyvezením paliva z reaktoru do bazénu skladování. U některých jaderných elektráren se vyvezené palivo znovu zaveze do aktivní zóny, aby zde plnilo svou funkci ještě další období. Příkladem může být Jaderná elektrárna Dukovany.

### 2.2.1 Neutronové interakce v palivu

Při provozu jaderné elektrárny dochází uvnitř reaktoru v důsledku řady jaderných reakcí ke změně izotopického složení jaderného paliva a téměř všech dalších použitých materiálů. Hlavním společným jmenovatelem jaderných reakcí jsou neutrony. Výskyt samotných neutronových interakcí je dán pravděpodobností. [1]

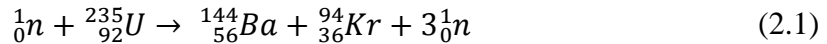
K nejdůležitějším interakcím neutronů s jádru v teorii jaderných reaktorů patří tyto reakce:

- a) Pružný a nepružný rozptyl
- b) Radiační záchyt
- c) Štěpení

V mnohých případech mohou probíhat všechny z uvedených reakcí, ale pravděpodobnost uskutečnění každé reakce je jiná. V případě štěpení se mění izotopické složení. Např. izotop uranu  $^{235}\text{U}$  je možné štěpit tepelnými neutrony. Rozštěpením jádra uranu vznikají dva štěpné produkty. Tyto nové produkty mají velkou energii, kterou předávají svému okolí ve formě tepla, které je prouděním chladiva odváděno z aktivní zóny. Kromě štěpných produktů se také uvolní dva nebo tři neutrony s velkou energií (rychlé neutrony).

### Přehled nejdůležitějších jaderných reakcí dle [1]:

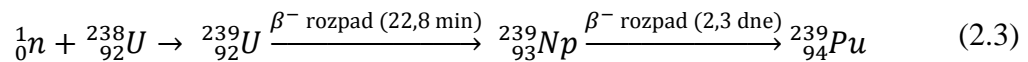
Záchyt tepelného neutronu  $^{235}\text{U}$ , který vede s velkou pravděpodobností k rozštěpení jádra:



Jistou pravděpodobnost však má po záchytu neutronu i vznik  $^{236}\text{U}$ :



Záchyt středně rychlého neutronu jádrem  $^{238}\text{U}$ , který vede ke vzniku jádra  $^{239}\text{U}$  a dále přes rozpad  $\beta^-$  s poločasem rozpadu 22,8 min ke vzniku jádra  $^{239}\text{Np}$ . To se opět rozpadá  $\beta^-$  s poločasem 2,3 dne a výsledkem je štěpitelné jádro  $^{239}\text{Pu}$ :



Záchyt neutronu jádrem  $^{239}\text{Pu}$ , který vede k jeho rozštěpení nebo s nevelkou pravděpodobností ke vzniku izotopu  $^{240}\text{Pu}$ :



Záchyt neutronu izotopem  $^{240}\text{Pu}$ , který vede ke vzniku štěpitelného izotopu  $^{241}\text{Pu}$ :



Záchyt neutronu izotopem  $^{241}\text{Pu}$ , který vede k jeho rozštěpení, případně s malou pravděpodobností ke vzniku  $^{242}\text{Pu}$ :



Záchyt neutronu izotopem  $^{90}\text{Zr}$  a  $^{10}\text{B}$ , týkající se reakcí v konstrukčním materiálu:



Záření má vliv jak na jaderné vlastnosti (izotopické složení, účinné průřezy), tak i na fyzikální vlastnosti (elektrický odpor, magnetické charakteristiky), chemické vlastnosti (odolnost proti korozi), tepelné vlastnosti (vodivost, odpor) a také i mechanické vlastnosti ozařovaných materiálů.

### 2.2.2 Vyhořívání paliva v reaktoru

V důsledku zmíněných interakcí a práce jaderného reaktoru je často skloňován výraz vyhořívání paliva, který se dá charakterizovat jako úbytek štěpitelných izotopů v jaderném palivu za vzniku štěpných produktů a aktinoidů.

Obecně se dá říci, že doba pobytu palivových souborů v jaderném reaktoru je ovlivněna dvěma základními faktory. Prvním je dostatečná zásoba štěpitelných materiálů pro udržení štěpné řetězové reakce v aktivní zóně reaktoru a druhým faktorem jsou mechanické vlastnosti paliva, které jsou limitovány stanovenou hloubkou vyhoření, případně počtem tepelných cyklů. [1]

### 2.2.3 Kontinuální a kampaňová výměna paliva

Při kontinuální (nepřetržitě) výměně paliva jsou jednotlivé palivové soubory vyměňovány průběžně během provozu jaderného reaktoru bez nutnosti odstávky. Mezi hlavní přednosti kontinuální výměny patří lepší využitelnost štěpného materiálu (větší vyhoření paliva) plynoucí z nepřetržitého provozu a vyrovnanější rozložení výkonu reaktoru, tím pádem i lepší vývin tepla v radiálním směru. Na druhou stranu je však vyžadována řada složitých technologických zařízení s vysokými nároky z hlediska spolehlivosti, příkladem může být speciální zavážecí stroj, který se v době výměny paliva stává součástí primárního okruhu. Kontinuální výměna je typická pro kanadské těžkovodní reaktory typu CANDU či reaktory typu RBMK (např. JE v Černobylu).

V případě kampaňové (intervalové) výměny paliva se samotná výměna provádí při odstávce reaktoru a za běžných atmosférických podmínek. Délka kampaně obvykle trvá 12 až 18 měsíců. Po skončení kampaně jsou během odstávky vyvezeny všechny palivové soubory do bazénu skladování vyhořelého paliva, z nichž část souborů se použije i na následující kampaň a zbytek je nahrazen palivem čerstvým. Soubory v aktivní zóně jsou při zavážce skládány tak, aby se co nejeфективněji dosáhlo požadovaného výkonu. Současně při odstávce jsou také prováděny provozní kontroly a nezbytné údržby zařízení a jejich součástí. Kampaňová výměna je typická pro tlakovodní reaktory, mj. i u nás užívané reaktory typu VVER. [1],[17]

### 2.2.4 Metody zavážení paliva out-in a in-out

Pokud se soubory s čerstvým palivem vkládají na okraj aktivní zóny, přičemž palivo s rostoucím stupněm vyhoření se překládává směrem ke středu aktivní zóny, pak se jedná o metodu **out-in**. Výhodou této metody je rovnoměrné rozložení výkonu v nádobě reaktoru. Nevýhodou je působení velkého neutronového toku na stěnu tlakové nádoby reaktoru vedoucí ke křehnutí samotné nádoby. To má za následek podstatné zkrácení životnosti, případně vysokou finanční náročnost úprav reaktorové nádoby (nutné vyžihání). [1]

Druhá metoda **in-out** je v podstatě opakem předchozí, čerstvé palivo se zavází do středu aktivní zóny a nejvíce vyhořelé palivo je přeloženo na okraj aktivní zóny. Touto metodou je zajištěno lepší využití paliva vlivem zvednutí výkonu vyhořelých kazet na okraji aktivní zóny a lepší životnost tlakové nádoby reaktoru (menší neutronové toky na stěnu nádoby). Návrh vsázky metodou in-out musí být přesně spočten a poloha jednotlivých souborů dopředu určena z důvodu rovnoměrného rozložení výkonu v reaktoru, aby nedošlo ke vzniku lokálních energetických špiček, které by vedly k poškození palivových proutků. Rozvoj výpočetní techniky napomohl navrhovat pomocí složitějších a přesnějších metod plán vsázky aktivní zóny, přičemž se zároveň zvýšila bezpečnost provozu elektrárny. Nevýhodou může být právě složitější výpočty návrhů vsázek. [1]

## 2.3 Zadní část vnějšího palivového cyklu

Mezi hlavní problémy vytvářející pomyslnou překážku při výstavbě nové jaderné elektrárny patří kromě vysoké finanční náročnosti výstavby a tématu bezpečnosti elektrárny a rizik havárií, také stále nevyřešená otázka týkající se použitého jaderného paliva. Tento problém nastává v okamžiku vyvezení paliva z aktivní zóny reaktoru. Prvním stanovištěm po vyjmutí paliva z reaktoru je bazén vyhořelého paliva. Zde stráví několik let z důvodu dochlazování a snižování aktivity, aby bylo možno s ním rozumně manipulovat a transportovat jej. Následuje přesun z bazénu skladování do jiného úložiště, neboť kapacita AR („at reactor“) skladů či bazénů je nedostatečná k uložení veškerého vyhořelého jaderného paliva, které daná jaderná elektrárna během své činnosti vyprodukuje. [1],[3]

### 2.3.1 Bazén skladování

Vedle reaktoru každého bloku je pro zajištění bezpečného uložení vyhořelého jaderného paliva zbudován bazén skladování, ve kterém se použité palivo chladí po dobu nutnou ke snížení výkonu zbytkového tepla. Obvykle tato doba trvá několik let, po níž tepelný výkon a radiace palivových souborů poklesne na úroveň, která již dovoluje odvézt tyto použité články v obalových souborech. Obecně bazény skladování vyhořelého paliva zajišťují následující funkce:

- podkritičnost skladovaného vyhořelého paliva
- odvod zbytkového tepla z vyhořelých palivových souborů
- ochranu před radioaktivním zářením

Bazén skladování vyhořelého paliva je obvykle spojen se šachtou reaktoru přes transportní kanál. V bazénu jsou rošty, do kterých se ukládají vyvezené palivové soubory. Teplota vody v bazénu se udržuje pomocí chladících zařízení na úrovni 40 - 50 °C. Limitní úroveň aktivity vody v bazénu udržuje čistička vody, přičemž na čištění se používají mechanické, kationtové a aniontové filtry. Takto upravená voda se vrací zpět do bazénu. Po uplynutí potřebné doby skladování se palivo (pokud se nezaveze zpět do aktivní zóny) transportuje do meziskladu vyhořelého paliva. [1]

### 2.3.2 Mokré a suché sklady vyhořelého jaderného paliva

Po vyvezení použitého paliva z reaktoru do bazénu skladování přímo v reaktorové hale, kde stráví několik let, je na řadě přemístění do meziskladu vyhořelého jaderného paliva. Mezisklady se budují buď přímo v areálech elektráren, případně další možností může být vybudování centrálního meziskladu, který slouží jako mezisklad pro více jaderných elektráren. Nevýhodou samostatného centrálního skladu může být rizikový transport vyhořelého paliva z jaderného zařízení do zmíněného centrálního úložiště z hlediska vzdálenosti. [1]

Mezisklady vyhořelého jaderného paliva můžeme také dělit na mokré a suché sklady použitého paliva. **Mokré sklady**, v nichž se kontejnery s použitým palivem chladí vodou, mohou být postaveny na povrchu (např. mokrý mezisklad v Jaslovských Bohunicích na Slovensku) i v podzemí např. CLAB ve švédském Oskarshamnu, který je centrálním skladem pro všechny jaderné elektrárny ve Švédsku. Přípovrchový mokrý mezisklad v jaderné elektrárně Jaslovské Bohunice se skládá ze čtyřech bazénů (tři pracovní a jeden rezervní). Kapacita jednoho bazénu je 98 zásobníků typu KZ-48 (jeden zásobník pojme 48 kazet), přičemž celková skladovací kapacita meziskladu (bez rezervního bazénu) činí 14112 kazet vyhořelého jaderného paliva. Maximální teplota použitého chladicího média (demineralizovaná voda) je 50 °C, což je zajištěno chladicí stanicí bazénové vody. Mezi výhody principu mokrého skladování patří snadná přístupnost paliva, stálá kontrolovatelnost stavu paliva, nejjednodušší technologie a také schopnost vody vytvořit výborné skladovací podmínky. Naopak mokrý sklad vyžaduje stálý energetický provoz (chlazení, čištění) a trvalou obsluhu. [1],[6],[7]



Obr. 2-4: Mokrý mezisklad vyhořelého paliva JE Jaslovské Bohunice, převzato z [6]

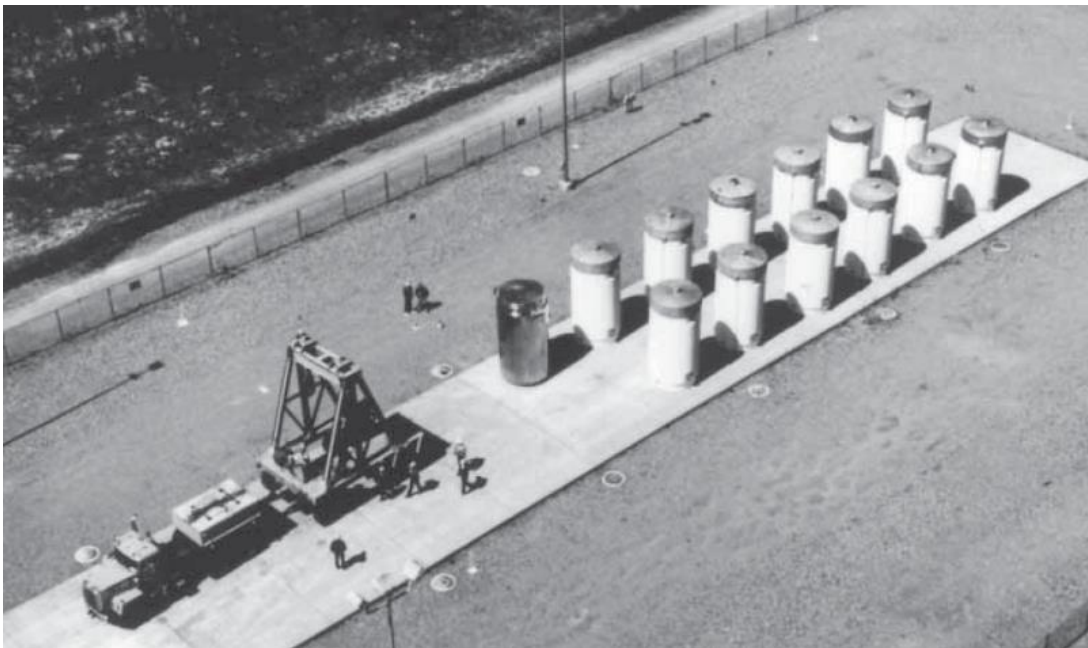
**Suché skladování** využívá pasivního systému chlazení, založeného na přirozeném odvodu tepla prouděním a vedením vzduchu, což oproti mokrému skladování a jeho energeticky náročným aktivním systémům čerpání, chlazení a čištění vody, je nespornou výhodou. Další předností je vyšší bezpečnost vůči extrémním vlivům, snazší možnost rozšíření kapacity či nenáročnost na údržbu. Na druhou stranu k nevýhodám patří nesnadný přístup a z něj plynoucí obtížnější kontrola stavů palivových článků, vyšší provozní teploty na povrchu uskladněných palivových elementů či vysoké pořizovací náklady za obalové soubory. [1],[7]

Suché sklady lze dále dělit na:

- kontejnerové sklady
- kobkové sklady
- sila či betonové kanystry

### 2.3.2.1 Kontejnerové sklady

Kovové stěny skladovacích kontejnerů zajišťují neutronové stínění, těsnost a ochranu vůči mechanickému poškození. Kontejnery se naplňují použitým palivem pod vodou, která se následně odčerpá. Po odčerpání se vnitřek obalového souboru vysuší a naplní inertním plynem. Vhodným nastavením geometrického uspořádání vnitřního roštu a použitím oceli nebo hliníku s příměsí bóru jako materiálu se dosahuje lepší podkritičnosti. Chlazení je zajištěno hlavně vedením tepla vnitřním roštem a stěnami do okolí. Žebrovaná vnější strana napomáhá ochlazování kontejneru přirozenou konvekcí. Skladovací kontejnery mohou být postaveny jak na volném prostranství (Surry - Virginia, USA), tak mohou být umístěny v budovách (Ahaus – Německo) Umístěním kontejnerů do budov se zvyšuje ochrana před povětrnostními vlivy, navíc stěny budovy slouží jako další překážka, která zlepšuje stínění. Je však nutné počítat s vyššími náklady na výstavbu a údržbu budovy. [1],[7]

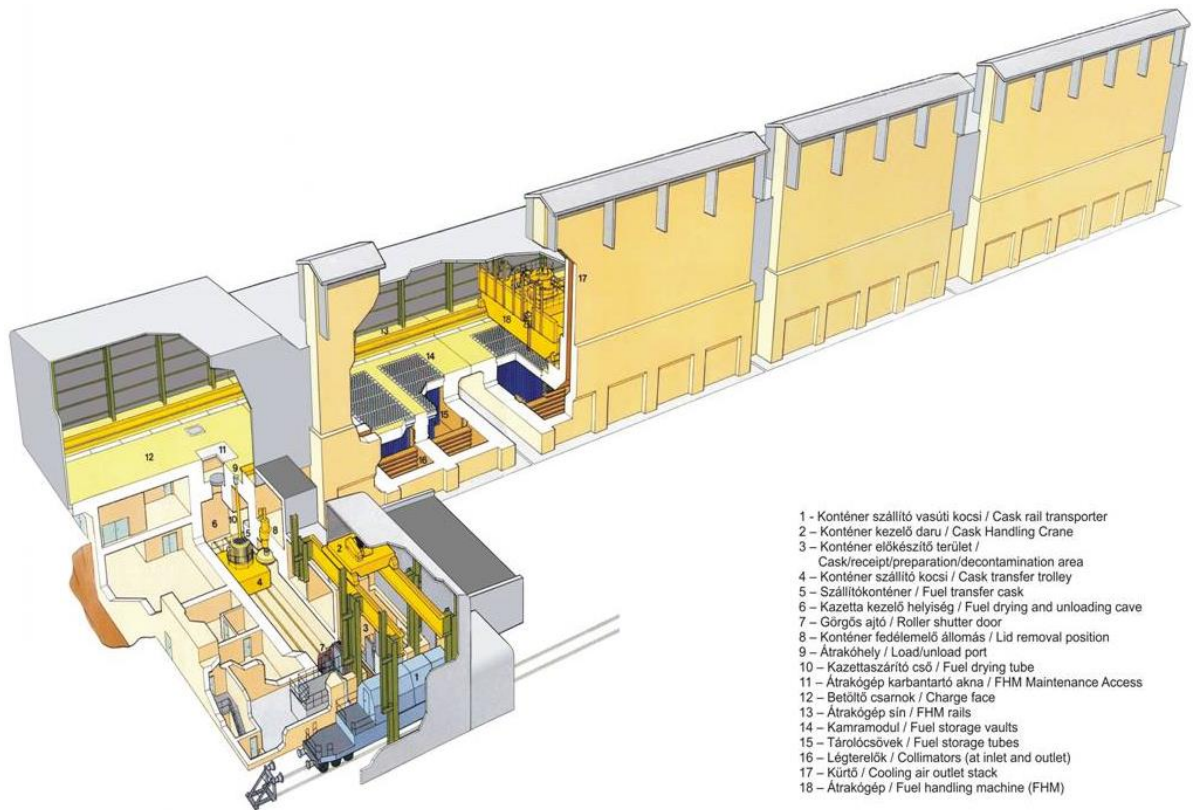


Obr. 2-5: Skladovací kontejnery v Surry ve Virginii (USA), převzato z [23]

Některé skladovací kontejnery jsou od začátku projektovány i jako kontejnery transportní a nazýváme je dvojúčelové. O konečném schválení použití kontejnerů pro transport obvykle rozhoduje příslušný úřad, u nás Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB). Mezi dvojúčelové kontejnery patří i obalové soubory typu CASTOR používané v České republice, které budou blíže popsány v kapitolách 3.4 a 3.5. [9]

### 2.3.2.2 Kobkové sklady

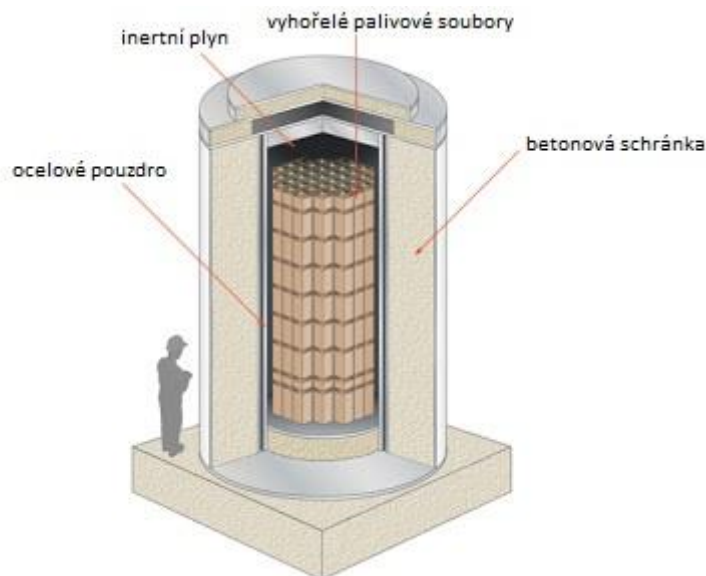
Jedná se o robustní betonové zásobníky se skladovacími dutinami, v nichž jsou umístěny vyhořelé palivové soubory. Dutiny jsou naplněny inertním plynem. V případě kobkového skladu situovaném u jaderné elektrárny Pakš v Maďarsku jsou palivové soubory skladovány vertikálně v samostatných trubkách naplněných  $N_2$ . Zásobníky jsou chlazený pasivně odvodem tepla přirozeným prouděním vzduchu, nebo může být nainstalován nucený oběh chladícího vzduchu. Výhodou těchto skladů je kromě jednoduchého rozšiřování také nízká teplota skladovaných palivových souborů a nižší celkové náklady na uskladnění než u ostatních typů skladů. Naopak obtížnější přístupnost a nutnost složitějšího systému zavážecího stroje může být slabší stránkou těchto skladů. [1],[7],[8]



Obr. 2-6: Schéma suchého meziskladu kobkového typu v maďarském Pakši, převzato z [7]

### 2.3.2.3 Sila a betonové kanystry

V podstatě se jedná o ocelová pouzdra, která se umísťují do obalové schránky z betonu (někdy i v kombinaci s ocelí), která zabezpečuje stínění a ochranu před vnějšími vlivy. Po naplnění je otvor uzavřen a hermeticky utěsněn. Vzduchové otvory v dolní a horní části modulu umožňují přirozenou cirkulaci vzduchu betonovým obalem. S tímto typem skladování se můžeme nejčastěji setkat na severoamerickém kontinentě. [1],[7]



Obr. 2-7: Schéma betonového zásobníku, modifikováno z [10]



### 2.3.3 Rozdíl mezi otevřeným a uzavřeným palivovým cyklem

Pokud se vyhořelé jaderné palivo prohlásí za odpad a je zavedeno do hlubinného úložiště, pak se jedná o otevřený palivový cyklus („once through“). Tomuto postupu jsou nejvíce nakloněny země jako Finsko, Švédsko či USA, částečně však i Německo, které odváželo použité palivo na přepracování do Francie a dovážen zpět byl vitrifikovaný odpad. Jestliže se použité jaderné palivo přepracuje (i vícenásobně), aby se dalo opět využít, tak se jedná o uzavřený palivový cyklus. I přes to, že toto řešení je finančně velmi nákladné, tak jej země jako Francie, Japonsko, Velká Británie či Rusko využívají. Francouzský závod v La Hague přepracovává jak uran, tak i plutonium. Ruský závod v Ozjersku a britský Sellafield jen uran, plutonium ukládají. Japonsko je vůči přepracování stále otevřené i přesto, že se dle [14] opět rozhodlo o odložení spuštění nového přepracovacího závodu Rokkasho na březen 2016. [11],[12],[13]

Ve většině zemí se však volí tzv. vyčkávací strategie a použité palivo se ukládá do dočasných skladů (meziskladů) vyhořelého paliva. Připravují se na přesun paliva do trvalých úložišť, případně čekají na průlom ve zpětném využití jaderného odpadu, hlavně na příznivější ekonomickou stránku této problematiky.

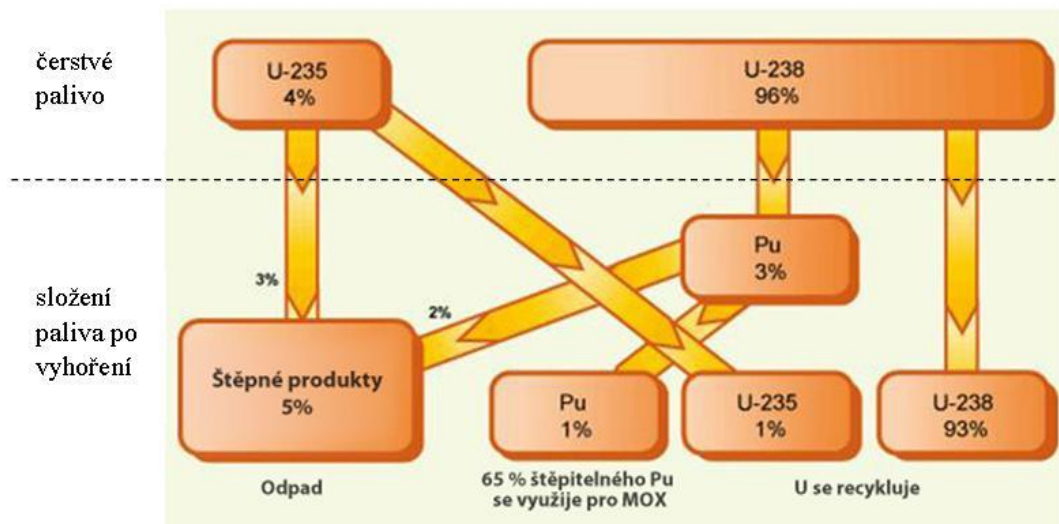


Obr. 2-8: Francouzský přepracovací závod v La Hague, převzato z [11]

### 2.3.4 Přepracování použitého paliva

Technologie přepracování využívá skutečnosti, že vyhořelé jaderné palivo obsahuje určité množství dále štěpitelného materiálu (1 % objemu tvoří  $^{235}\text{U}$ , 1 %  $^{239}\text{Pu}$ ). Cílem technologie je separovat zmíněné prvky a opětovně je využít jako součást čerstvého paliva pro jaderné reaktory. Po separaci využitelných prvků se zároveň sníží radioaktivita použitého paliva (přibližně po sto letech radioaktivita klesá podstatně rychleji než u použitého odpadu z čerstvého uranu) a objem vysoce aktivního odpadu přibližně na jednu pětinu. Přepracování použitého paliva se zatím jen pomalu ve světě rozšiřuje, hlavně vzhledem k své technické náročnosti a ekonomické nevýhodnosti, přestože technologie přepracování skýtá obrovský potenciál. [12]

V porovnání s výrobou paliva z čerstvého uranu je přepracování stále nákladnější. I z hlediska bezpečnosti se jedná o velmi komplikovaný proces. Do budoucna by se recyklací paliva teoreticky mohlo ušetřit až 25% přírodního uranu při výrobě paliva a výrazně by se také snížila aktivita a objem odpadu, což by napomáhalo k uzavření jaderného palivového cyklu. Navíc i pro širokou veřejnost je tato možnost přijatelnější i vlivem zvýšení odolnosti při nešíření jaderného materiálu. S rostoucí cenou uranu se stále zvyšuje atraktivita využití přepracovaného paliva. [12],[34]



Obr. 2-9: Procentuální složení uranového paliva před i po vyhoření, převzato z [15]

### 2.3.4.1 Palivo MOX

V případě typu MOX (Mixed Oxide<sup>3</sup>) je palivo složeno kromě oxidu uraničitého  $UO_2$  také i oxidem plutoničtým  $PuO_2$ . Štěpitelnými materiály jsou zde  $^{235}U$  a  $^{239}Pu$ , největší část paliva však tvoří  $^{238}U$ , který se během vyhořívání v aktivní zóně může stejně jako  $^{235}U$  přeměnit záchytem neutronů na štěpitelné izotopy plutonia  $^{239}Pu$  a  $^{241}Pu$ . Bezpečně 5% část nově vyrobeného jaderného paliva patří právě MOX palivu. V evropských zemích jako např. Belgie, Švýcarsko či Francie je v současnosti čtyřicet licencovaných reaktorů pro tento typ paliva a třicet z nich jej i využívá. Obvykle je osazena v reaktoru asi třetina aktivní zóny, avšak Francie plánuje zaplnit až polovinu aktivní zóny licencovaných reaktorů tímto typem paliva. [24]

### 2.3.4.2 Palivo RepU

Dalším typem paliva je RepU (Reprocessed Uranium<sup>4</sup>), jenž obsahuje uran z vyhořelého paliva. Složení RepU závisí na výchozím obohacení a době, kterou palivo stráví v aktivní zóně reaktoru, avšak většinu tvoří  $^{238}U$ . Méně než 1% tvoří  $^{235}U$  ale také i další izotopy  $^{232}U$  a  $^{236}U$ . Zatímco stopový izotop  $^{232}U$  zvyšuje spolu se svými rozpadovými produkty dávku záření, ale záchytem neutronu se přeměňuje na štěpný izotop  $^{233}U$ , další zmíněný izotop  $^{236}U$  absorbuje neutrony a zvyšuje své množství s rostoucím vyhořením. Díky jeho přítomnosti je potřeba vyššího stupně obohacení, což má za následek výrazné zhoršení ekonomické hospodárnosti. Mezi nejznámější přepracovací závody, které získávají uran z vyhořelého paliva, patří francouzský La Hague a Sellafield ve Velké Británii. [12]

<sup>3</sup> V překladu směsné palivo.

<sup>4</sup> V překladu přepracovaný uran.

### 2.3.5 Hlubinná úložiště

Vyhořelé jaderné palivo může být před konečným uložením upraveno, například změnou jeho geometrie či zkrácením samotného paliva. Toto nové uspořádání paliva a jeho materiálová konstrukce musí být vhodné jak pro přemístění a manipulace, tak pro mezisklad i pro konečné uložení. Zejména ekologická vhodnost je hlavním kritériem pro volbu mezi metodami úpravy paliva. Jak už bylo výše v práci nastíněno, hlubinná úložiště se týkají otevřeného palivového cyklu a jsou určena k trvalému uložení vyhořelého jaderného paliva a vysoce radioaktivního odpadu, tak aby neovlivňovaly životní prostředí a lidskou společnost. V tomto případě je již vyloučené pozdější přepracování paliva, které je nenávratně fixováno ve vhodné matrici. V České republice se momentálně řeší otázka výběru lokality, kde by hlubinné úložiště mohlo stát, přičemž by mělo fungovat od roku 2065. Ministerstvo životního prostředí ČR již povolilo průzkum sedmi vytipovaných míst, na kterých započne první etapa geologických průzkumných prací. [16],[35]

### 2.3.6 Přípovrchová a podzemní úložiště

Bezprostředně po vyvezení z reaktoru je nutné vyhořelé jaderné palivo po dobu několika let chladit vodou v bazénech skladování. Poté je možný transport do skladů, které jsou většinou vybudovány v blízkosti elektrárny. Projektové řešení skladů se řídí požadavky, jejichž specifikace zajišťuje Mezinárodní agentura pro atomovou energii (MAAE). Zaměření agentury je primárně na dlouhodobě bezpečné a ekonomické provedení, vysoké nároky jsou kladeny na bezpečnost týkající se případného zneužití vyhořelého paliva. V případě prohlášení provozovatele, že použité palivo je odpadem, se dále dělí. Radioaktivní odpady můžeme členit na krátkodobé, nízko a středně aktivní (lze je ukládat do přípovrchových úložišť), dále dlouhodobé odpady s alfa zářiči (obvykle se ukládají do podzemních úložišť ve středních hloubkách) a vysoce aktivní odpady včetně vyhořelého jaderného paliva, pro která se zřizují hlubinná geologická úložiště. Tyto zmíněné úložné systémy se hlavně liší v samotném umístění. Přípovrchová úložiště se zřizují na povrchu, případně jsou zapuštěná do země několik metrů pod povrchem. Podzemní úložiště jsou obvykle v rozmezí několika desítek až stovek metrů pod povrchem země. Hlubinná úložiště jsou situovány v hloubkách 500 a více metrů v homogenní geologické formaci. [1],[3],[7]

## 3 NAKLÁDÁNÍ S VJP NA JE DUKOVANY

Střední část se obvykle zakončuje vyvezením paliva z reaktoru do bazénu skladování vyhořelého paliva. V případě EDU se vyvezené palivo znovuzavází na okraj aktivní zóny, což vede ke snížení hustoty neutronového toku v místě reaktorové nádoby. Použití paliva je od samého začátku plánováno na několik cyklů (3 až 5 dle elektrárny). Po prvním cyklu je část paliva (1/3, 1/5 – dle délky pobytu v aktivní zóně) vyvezena a uvolněné místo v reaktoru je doplněno čerstvým palivem (i již použitým), přičemž je nutné přeskládání palivových souborů v aktivní zóně, aby se dosáhlo potřebných parametrů v dalším cyklu. Na jaderných elektrárnách v České republice (ETE a EDU) jeden cyklus odpovídá jednomu roku, tudíž každý rok je vyvezena část palivových souborů a nahrazena novými, případně se použité palivové soubory zavezou na kraj či do středu aktivní zóny na další kampaň.

### 3.1 Historie JE Dukovany

Prvním mezníkem historie jaderné elektrárny Dukovany bylo dne 30. dubna roku 1970 stvrzení mezivládní dohody mezi Sovětským svazem a Československem o spolupráci při výstavbě jaderných elektráren v Československu, přičemž se předpokládalo použití osvědčených lehkovodních reaktorů typu VVER. V červnu 1970 následovala jednání zástupců ČSSR a SSSR týkající se projektování jaderných elektráren v Československu, v srpnu se již jednalo o zásadách přípravy stavby s jaderným reaktorem VVER s výkonem 440 MW. Dle dohody výroba hlavních součástí elektrárny jako např. parogenerátorů, turbogenerátorů či reaktorů byla dílem československých firem, zatímco projektové práce reaktoru a celého primárního okruhu byly svěřeny projekční kanceláři LOTEF v tehdejší Leningradu. O montáž technologií z Československa i zařízení ze SSSR se staral podnik Škoda Plzeň. Následovalo schvalování úředních dokumentů a roku 1971 již začínaly první stavebně geologické průzkumy. [17]

Velká změna nastala 10. července 1975, kdy Předsednictvo vlády ČSSR přijalo usnesení č. 197, které rozhodlo o převedení stavby dvou bloků jaderné elektrárny V-2 z Dukovan do Jaslovských Bohunic jako bloky č. 3 a 4. Současně však bylo rozhodnuto o pokračování přípravy staveniště v lokalitě u obce Dukovan, ale již pro elektrárnu se čtyřmi reaktory VVER 440 typu V 230. Až usnesení ze dne 3. března 1977 přímo ukládalo místopředsedovi vlády a předsedovi Státní plánovací komise zařadit do návrhu prováděcího plánu na rok 1978 zahájení výstavby se čtyřmi reaktory druhé generace VVER 440 typu V 213. Stavba tedy již naplno započala. O rok později začala betonáž základové desky a chladících věží, které jsou dominantou současné jaderné elektrárny Dukovany. Za zmínku dále stojí i rok 1982, kdy byla dopravena a ještě téhož roku osazena tlaková nádoba prvního reaktoru. Dne 31. prosince 1984 byl zahájen závoz čerstvého paliva do reaktoru prvního bloku, poslední kazeta byla zavezena 17.1.1985. [17]

Dalším významným milníkem je ze dne 12.2.1985 v 23.11 hod., kdy bylo dosaženo minimálního kontrolovaného výkonu – byla zahájena řízená štěpná reakce. O dvanáct dní později následovalo přifázování prvního turbogenerátoru. Jaderná elektrárna Dukovany tak tedy začala dodávat do sítě první „jadernou“ elektřinu. Plného výkonu bylo dosaženo 26. března 1985. O měsíc později probíhal šestidenní průkazný test chodu zařízení, po kterém reaktor plynule přešel do zkušebního provozu dne 3. května 1985, který trval šest měsíců a po němž přešel do trvalého chodu. Následovalo opakování zmíněných událostí pro další bloky elektrárny při jejich spouštění. Dne 21. května 1990 byl ukončen proces kolaudace elektrárny, po které byla zpracována Zpráva o závěrečném hodnocení stavby Jaderné elektrárny Dukovany. [17]

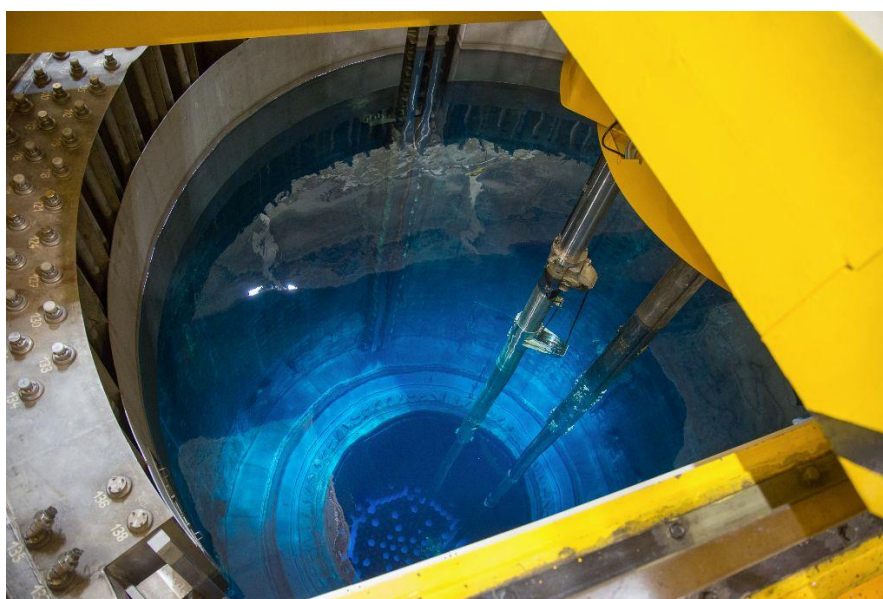
Tab. 3-1: Souhrnné údaje o s pouštění jednotlivých bloků JE Dukovany, převzato z [17]

blok	1.	2.	3.	4.
Osazení TNR	26. 12. 1982	22. 4. 1983	27. 2. 1985	20. 12. 1985
Hydrozkouška 1.	25. 11. 1983	6. 4. 1984	12. 3. 1986	2. 9. 1986
Hydrozkouška 2.	7. 5. 1984 - 12. 5. 1984	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou IHZ	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou	nahrazeno integrovanou hydrozkouškou
Revize 1.	25. 6. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Hydrozkouška 3. (horká)	27. 10. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Revize 2.	27. 12. 1984	IHZ	IHZ	IHZ
Integrovaná hydrozkouška		15. 10. 1985	24. 6. 1986	30. 12. 1986
Zavážení paliva	31. 12. 1984 - 17. 1. 1984	21. 12. 1985 - 28. 12. 1985	2. 10. 1986	29. 4. 1987
MKV	12. 2. 1985	23. 1. 1986	28. 10. 1986	1. 6. 1987
Přifázování	24. 2. 1985	30. 1. 1986	14. 11. 1986	11. 6. 1987
100% výkon	26. 3. 1985	21. 2. 1986	7. 12. 1986	3. 7. 1987
Zkušební provoz	3. 5. 1985	20. 3. 1986	20. 12. 1986	19. 7. 1987
Trvalý provoz	3. 11. 1985	21. 9. 1986	20. 6. 1987	19. 1. 1988
Kolaudační rozhodnutí	12. 12. 1988	15. 12. 1988	14. 6. 1989	21. 5. 1990

Použité palivo mělo být po několik let uloženo v bazénech skladování a následně převezeno do mokrého meziskladu v areálu jaderné elektrárny Jaslovské Bohunice. Odtud mělo být na základě mezistátní smlouvy s bývalým Sovětským svazem postupně odebíráno a odvezeno na území tehdejšího Sovětského svazu. Ruská federace jako nástupnický stát po rozpadu SSSR od těchto závazků ustoupila. Po rozdělení Československa bylo vyhořelé palivo postupně převezeno zpět do vlastního meziskladu v jaderné elektrárně Dukovany, jehož stavba byla dokončena 5. prosince 1995. Dodavatelem čerstvého paliva je ruská společnost TVEL. [17]

### 3.2 Aktivní zóna reaktoru VVER-440

Aktivní zóna reaktoru VVER-440 v EDU má kapacitu 349 palivových kazet, z nichž 312 kazet je pracovních a 37 regulačních. Regulační kazety jsou určeny pro regulaci nebo rychlé zastavení štěpné reakce v aktivní zóně reaktoru. Regulační kazeta se skládá ze dvou částí – palivové (stejná jako u běžné palivové kazety) a absorpční (kazeta stejného tvaru vyrobená z borové oceli). Každá regulační kazeta je pomocí vložené tyče spojena s elektropohonem, umístěným na víku reaktorové nádoby. Při zasouvání regulačních kazet směrem dolů se z aktivní zóny vysouvá palivová část a na její místo se zasouvá absorpční část regulační kazety. Tím dochází ke zvýšené absorpci neutronů a výkon reaktoru se snižuje. [17]

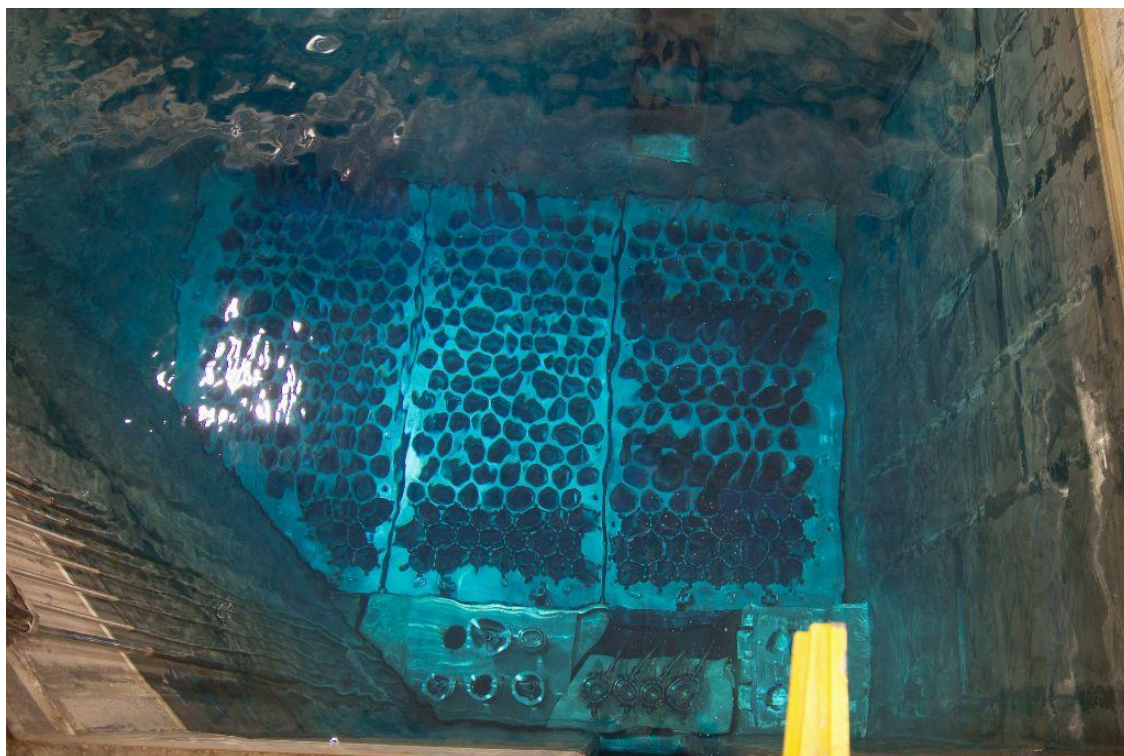


Obr. 3-1: Pohled do otevřeného reaktoru 4. bloku EDU, převzato z [17]

Naopak při pohybu regulační kazety směrem nahoru se výkon reaktoru zvyšuje. Výhodou je použití všech regulačních kazet najednou, z čehož plyne větší účinnost regulace. V případě splnění podmínek pro zapůsobení bezpečnostního systému je přerušeno napájení všech elektropohonů, které udržují regulační kazety v horních polohách. Po přerušení napájení elektropohonů se zasouvají všechny regulační kazety vlastní vahou do aktivní zóny a během 12 sekund zastaví štěpnou reakci. [17]

### 3.3 Bazén skladování

Bazény skladování vyhořelého jaderného paliva na EDU jsou umístěny na výrobních blocích u reaktoru a každý z nich má kapacitu až 682 palivových souborů, přičemž doba skladování souborů v bazénech je nejméně 6 let. Dále je v bazénu umístěno také 17 hermetických pouzder sloužících pro poškozené palivové soubory. Použité palivo z reaktoru je vyváženo pomocí zavážecího stroje do skladovacích roštů bazénu skladování použitého paliva, přičemž veškeré prováděné manipulace probíhají pod vodou. Voda v bazénu skladování slouží jako stínící médium, ochrana obslužného personálu a hlavně jako chladivo, které odvádí zbytkové teplo. Pro potřeby nečekaného vyvezení všech palivových kazet z aktivní zóny jsou v bazénu skladování přidány nastavné horní rošty pro dočasné skladování, které však mohou být problémem z hlediska udržení rezerv v bazénu skladování. [17]



Obr. 3-2: Bazén skladování se skladovacími rošty v EDU, převzato z [17]

### 3.3.1 Chlazení vyhořelého paliva v bazénu skladování

System chlazení vody bazénu skladování vyhořelého paliva je dle [25] určen:

- k odvodu zbytkového tepla z vyhořelého paliva
- k počátečnímu zaplnění bazénu skladování vyhořelého paliva
- k zaplňování šachty sloužící k výměně paliva (šachta reaktoru)
- k zaplňování kontejnerové části během výměny paliva
- k dopravě vody z bazénu a okolních šachet do čistící stanice vod bazénů
- k vyprazdňování bazénu skladování, kontejnerové části i šachty reaktoru

Zbytkové teplo se z bazénu skladování odvádí dvěma nezávislými rovnocennými chladicími okruhy, přičemž každý z nich je dimenzován na plný výkon. Chladicí okruh se skládá z tepelného výměníku, trvale provozovaného čerpadla, armatur a samozřejmě propojovacího potrubí. Chladicí médium (voda) ohřáté vyhořelými články se odvádí z horní části od hladiny bazénu skladování a z kontejnerové části a je sacím potrubím přivedeno do tepelného výměníku, kde se ochladí technickou vodou. Ochladená voda poháněna čerpadlem se poté vrací výtlačným potrubím zpět do spodních částí bazénu skladování a kontejnerové části. Teplota vody v bazénu se udržuje a řídí průtokem technické chladicí vody chladičem, neboť maximální teplota vody v bazénu nesmí překročit 45°C. [25]

Bazén skladování (případně i kontejnerová část, která se může použít jako náhradní bazén skladování) se zaplňuje vodou s roztokem kyseliny borité  $H_3BO_3$  o koncentraci 12 g na kilogram vody přiváděné z nádrží havarijní zásoby roztoku kyseliny borité. Pokud voda nemá požadovanou kvalitu, operátor na základě výsledků chemického rozboru vody bazénu spouští čerpadlo, které periodicky dopravuje vodu do čistící stanice. Čerpadlo plnění bazénu skladování se také používá pro zaplnění šachty reaktoru (bazén výměny paliva) i kontejnerové části při přípravě výměny paliva na kótu +21,10 m. Musí se však otevřít hradítko mezi jednotlivými bazény – mezi bazénem skladování a bazénem výměny paliva a dále mezi kontejnerovou částí a bazénem vyhořelého paliva. Při samotné výměně paliva pracuje chlazení skladovacího bazénu jako při normálním provozu. Při snižování hladiny bazénů se voda pomocí drenážních čerpadel odpouští do nízkotlakých nádrží havarijní zásoby roztoku kyseliny borité. Bazény je možné úplně vyprázdnit jen v případě, že v nich není žádné palivo, jinak minimální hladina pro skladování je +14,6 m. [25]

## 3.4 Meziskladování na EDU

### 3.4.1 MSVP Dukovany

Z bazénu skladování je použité palivo přepraveno do suchého meziskladu vyhořelého jaderného paliva. Prvně zbudovaný mezisklad na EDU má kapacitu 600 tTK, což odpovídá 5040 palivovým souborům, tedy 60 kontejnerům typu CASTOR. Použité palivo je v tomto meziskladu uloženo v kontejnerech typu CASTOR 440/84. Jedná se o přízemní halu s kombinovaným konstrukčním systémem skládající se z vetknutých železobetonových sloupů a ocelové střešní konstrukce v modulu 6 m. Dále je na železobetonových sloupech osazena jeřábová dráha, střešní ocelové příhradové vazníky a na nich konstrukce střechy. Plášť kolem obvodu haly je montovaný ze železobetonových panelů tloušťky 100 mm. [3],[9]

Stínící betonové stěny kolem skladovací části jsou vysoké 5 m a mají tloušťku 500 mm. Podlaha budovy skladu je tvořena deskou opět ze železobetonu s bezprašnou zpevňující povrchovou úpravou. MSVP Dukovany představuje samostatně fungující celek s vazbami inženýrských sítí na stávající síť EDU. Je propojen železniční vlečkou a silniční komunikací přes objekt SVP Dukovany s reaktorovými bloky EDU. Dne 8. března 2006 byl zavezen poslední obalový soubor s vyhořelým jaderným palivem do MSVP Dukovany. [3],[9]



Obr. 3-3: Mezisklad vyhořelého jaderného paliva JE Dukovany, převzato z [9]

### 3.4.2 SVP Dukovany

V té době byl již v areálu EDU vybudován koncepčně identický nový sklad vyhořelého paliva (SVP Dukovany), jehož kapacita je dostatečná pro skladování zbylého použitého paliva z EDU, které vzniklo a vznikne při provozu bloků minimálně do roku 2035. Kapacita nového skladu je 1340 tTK, tedy 133 kontejnerů a ukládají se do něj již modernizované kontejnery typu CASTOR 440/84M. Aktuálně je zavezeno v SVP Dukovany 29 kontejnerů CASTOR 440/84M, je tedy zaplněno necelých 22% celkové kapacity tohoto meziskladu. SVP Dukovany je samostatný objekt, který je tvořen halou obdélníkového tvaru s délkou 107,9 m. Hala je rozdělena na příjmovou a skladovací část. Příjem obalových souborů do skladu je záležitostí příjmové části, která je propojena s dříve postaveným MSVP Dukovany skrze spojovací koridor. Případné odvoz obalových souborů může být zprostředkován po železnici, která je do příjmové části SVP rovněž zavedena. Podlaha skladovací části je vyznačena pozicemi jednotlivých skladovaných obalových souborů. Přítomen je mostový jeřáb o nosnosti 130 t, který slouží pro překlád obalových souborů i jejich přemístění. Venkovní železobetonové stínící stěny SVP Dukovany jsou vysoké 4,8 m a široké 0,5 m. Použité jaderné palivo lze skladovat v meziskladu v elektrárně až 60 let. Uložení kontejnerů přímo v halách jaderných elektráren navíc zajišťuje kontrolu prostřednictvím monitorovacího systému, který pravidelně prověřuje těsnost, teplotu a další parametry. [3],[9]



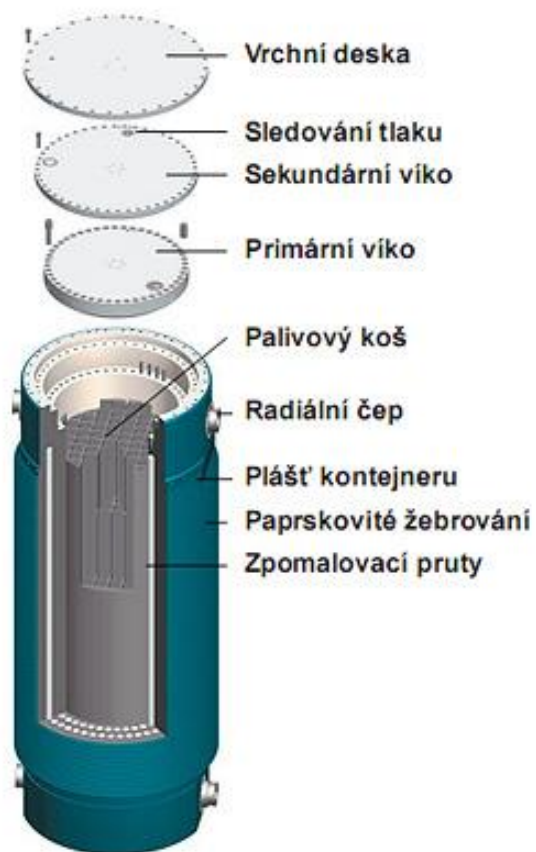
### 3.5 OS CASTOR 440/84, resp. 84M

Kontejner CASTOR 440/84, jenž dodává německé konsorcium GNS, má kapacitu 84 palivových kazet a životnost minimálně 60 let. Těleso je z tvárné litiny, koš z bórovaného hliníku, neutronové stínění zajišťuje polyetylen. Vnitřní prostor kontejneru je vyplněn heliem o nižším tlaku, než je tlak atmosférický. Bezpečnost uložení vyhořelého paliva v kontejnerech je mimo jiné garantována dvěma víky, z nichž každé má dvě těsnění (kovové a elastomerové). V meziprostoru mezi těmito víky se měří tlak helia (helium v prostoru mezi víky má oproti atmosféře přetlak 0,6 MPa). Třetí víko slouží jako ochrana před vnějšími vlivy. Jako další parametry kromě tlaku se například měří teplota povrchu obalového souboru (teplota povrchu kontejneru nepřekročí 85 °C) a také hodnota radiace v meziskladu. Tento obalový soubor<sup>5</sup> je typově schválen pro transport a skladování vyhořelého jaderného paliva. Rozhodnutí SÚJB o schválení je vydáváno na období přibližně 10 let. Kontejnery jsou projektovány tak, aby odolaly pádu z mnohametrové výšky i mechanickému namáhání při 800 až 1200 °C. Hypoteticky odolá i pádu letadla či ponoření do vody do hloubky 200 m. [3],[9],[17]

Tab. 3-2: Základní charakteristiky kontejnerů používaných na EDU, modifikováno z [3]

PARAMETR	CASTOR 440/84	CASTOR 440/84M
Průměr	2660 mm	2660 mm
Výška	4080 mm	4170 mm
Tloušťka stěny	370 mm	410 mm
Materiál	Litina s grafitem	Litina s grafitem
Přepravní hmotnost		138,16 t
Skladovací hmotnost	116,11 t	118,34 t
Max. aktivita	2,7.10 <sup>17</sup> Bq	2,6.10 <sup>17</sup> Bq
Max. dávkový příkon na povrchu	< 2 mSv/h	< 2 mSv/h
Max. dávkový příkon ve vzdálenosti 2 m	< 0,1 mSv/h	< 0,1 mSv/h
Počet palivových souborů	84 ks	84 ks
Max. tepelný výkon palivového souboru	21 kW	24,66kW
Max. tepelný výkon jednoho palivového souboru	250 W	340 W

<sup>5</sup> Obalovým souborem se rozumí soubor dílů nezbytných k úplnému uzavření radioaktivního obsahu



Obr. 3-4: Obalový soubor CASTOR 440/84M s popisem jednotlivých částí, převzato z [18]

## 4 SLOŽENÍ VYHOŘELÉHO PALIVA

Izotopické složení vyhořelého jaderného paliva závisí především na použitém jaderném materiálu, resp. jeho složení a obohacení, konstrukci palivového souboru a jeho materiálů a také i na způsobu ozařování. V použitém palivu lze najít prakticky celou periodickou soustavu prvků a i vzhledem k jejich různým vlivům na vlastnosti vyhořelého paliva je rozlišujeme na tři základní skupiny izotopů. První skupinou jsou štěpné produkty zahrnující i jejich dceřiné produkty, druhou skupinou jsou aktinoidy a jejich dceřiné produkty a do poslední třetí skupiny řadíme prvky, které vznikají převážně z konstrukčních materiálů – aktivační produkty. [1]

### 4.1 Zbytkový výkon

Vyhořelé jaderné palivo obsahuje vysoké množství nahromaděných štěpných produktů a aktinoidů. Při radioaktivních přeměnách, ke kterým v palivu po vytažení z aktivní zóny dochází, se indukuje značné množství tepelné energie, které je nutné dlouhodobě odvádět, neboť ohřívá celý palivový soubor i jeho okolí. Pro tuto tepelnou energii se používá výraz zbytkové teplo, případně i zbytkový výkon. Pokud by se soubor neochlazoval, zvyšovala by se jeho teplota a v případě, že by došlo k přesažení konstrukčních limitů, došlo by k jeho porušení či destrukci. Znalost zbytkového výkonu je proto důležitá pro bezpečné skladování vyhořelého jaderného paliva. Energeticky nejvýznamnější v otázce zbytkové energie celého palivového souboru jsou štěpné produkty a aktinoidy, a to konkrétně následující izotopy [1]:  $^{242}\text{Cm}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{106}\text{Rh}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ ,  $^{144}\text{Pr}$ .

### 4.2 Měrná aktivita

Dalším souvisejícím parametrem a měřenou veličinou je měrná aktivita, která charakterizuje počet radioaktivních přeměn za jednotku času vztaženou na jednotku hmotnosti. Právě vysoké hodnoty zbytkového výkonu a měrné aktivity jsou hlavními důvody pro několikaleté chlazení použitého paliva v bazénech skladování i následného dochlazování v suchých či mokřých meziskladech než se palivo trvale uloží nebo přepracuje. [1]

Tab. 4-1: Nejvýznamnější izotopy z hlediska aktivity ve VJP z VVER-440 do 9 let po vyvezení, převzato z [1]

Aktivační produkty	Aktinoidy a dceřiné produkty	Štěpné produkty
$^{51}\text{Cr}$	$^{239}\text{U}$	$^{90}\text{Sr}$
$^{56}\text{Mn}$	$^{239}\text{Np}$	$^{90}\text{Y}$
$^{55}\text{Fe}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{106}\text{Ru}$
$^{60}\text{Co}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{106}\text{Rh}$
$^{63}\text{Ni}$	$^{242}\text{Cm}$	$^{134}\text{Cs}$
$^{95}\text{Zr}$		$^{137\text{m}}\text{Ba}$
$^{97}\text{Zr}$		$^{144}\text{Ce}$
$^{95}\text{Nb}$		$^{144}\text{Pr}$
$^{97}\text{Nb}$		$^{147}\text{Pm}$
$^{97\text{m}}\text{Nb}$		

### 4.3 Štěpné produkty

Jak už bylo zmíněno, štěpné produkty se významně podílí na zbytkovém výkonu. Příčinou je značný přebytek energie ve svých jádrech vzniklých štěpením těžkých jader. Tento přebytek vyrovnávají emisí záření, což má za následek vysokou reaktivitu či různé poločasy rozpadů štěpných produktů a právě energii uvolňovanou radioaktivní rozpadem, která se projeví jako energie tepelná. Z pohledu dlouhodobého skladování či trvalého uložení vyhořelého jaderného paliva je významné záření  $\gamma$  a také neutronové záření. [1]

Tab. 4-2: Štěpné produkty použité pro srovnání jejich zastoupení v různých typech paliva

Z (protonové číslo)	Název prvku	Izotop	Poločas rozpadu $T_{1/2}$ <sup>6</sup>
34	selen	<sup>79</sup> Se	1,13·10 <sup>6</sup> let
36	krypton	<sup>85</sup> Kr	10,756 let
38	stroncium	<sup>90</sup> Sr	28,79 let
40	zirkonium	<sup>93</sup> Zr	1,53·10 <sup>6</sup> let
43	technecium	<sup>99</sup> Tc	2,111·10 <sup>5</sup> let
44	ruthenium	<sup>106</sup> Ru	373,59 dní
46	palladium	<sup>107</sup> Pd	6,5·10 <sup>6</sup> let
50	čín	<sup>126</sup> Sn	1·10 <sup>5</sup> let
53	jod	<sup>129</sup> I	1,57·10 <sup>7</sup> let
55	cesium	<sup>134</sup> Cs	2,0648 let
		<sup>135</sup> Cs	2,3·10 <sup>6</sup> let
		<sup>137</sup> Cs	30,07 let
58	cer	<sup>144</sup> Ce	284,893 dní
61	promethium	<sup>147</sup> Pm	2.6234 let

<sup>6</sup> Hodnoty poločasů rozpadu byly použity z [32]

## 4.4 Aktinoidy

Pojmem aktinoidy se kolektivně nazývá skupina prvků periodické soustavy prvků s protonovým číslem 90 až 103, jmenovitě se tedy jedná o thorium, protaktinium, uran, neptunium, plutonium, americium, curium, berkelium, kalifornium, einsteinium, fermium, mendelevium, nobelium a lawrencium. Aktinoidy a jejich dceřiné produkty jsou stejně jako štěpné produkty ve vyhořelém jaderném palivu značně zastoupeny. Vznikají díky radiačnímu zachytu na jádrech  $^{238}\text{U}$  a dalších těžších (vyšších) izotopech, které se během vyhořívání paliva postupně vytváří, ale mj. je možný vznik i radioaktivním rozpadem. [1]

Tab. 4-3: Aktinoidy použité pro srovnání jejich zastoupení v různých typech paliva

Z (protonové číslo)	Název prvku	Izotop	Poločas rozpadu $T_{1/2}$ <sup>7</sup>
92	uran	$^{233}\text{U}$	$1,592 \cdot 10^5$ let
		$^{235}\text{U}$	$7,038 \cdot 10^8$ let
		$^{236}\text{U}$	$2,342 \cdot 10^7$ let
		$^{238}\text{U}$	$4,468 \cdot 10^9$ let
93	neptunium	$^{236}\text{Np}$	$1,54 \cdot 10^5$ let
		$^{237}\text{Np}$	$2,144 \cdot 10^6$ let
94	plutonium	$^{236}\text{Pu}$	2,858 let
		$^{238}\text{Pu}$	87,7 let
		$^{239}\text{Pu}$	24110 let
		$^{240}\text{Pu}$	6563 let
		$^{241}\text{Pu}$	14,35 let
		$^{242}\text{Pu}$	$3,733 \cdot 10^5$ let
		$^{244}\text{Pu}$	$8,08 \cdot 10^7$ let
95	americium	$^{241}\text{Am}$	432,2 let
		$^{242\text{m}}\text{Am}$	141 let
		$^{243}\text{Am}$	7370 let
96	curium	$^{242}\text{Cm}$	162,8 dní
		$^{243}\text{Cm}$	29,1 let
		$^{244}\text{Cm}$	18,10 let

<sup>7</sup> Hodnoty poločasů rozpadu byly použity z [32]

## 4.5 Aktivační produkty

Aktivační produkty vznikající z prvků obsažených v konstrukčních materiálech přispívají v době vyvezení paliva k celkové aktivitě jen nepatrným podílem. Z konstrukčních materiálů jsou složeny kostry palivových souborů, jejich hlavy, distanční mříže a také pokrytí palivových proutků. Právě pokrytí bude modelováno jako směs izotopů zirkonia, niobu a hafnia. Postupně však zde vznikají izotopy s velmi dlouhými poločasy rozpadu. Z dlouhodobého hlediska jsou právě extrémně dlouhé poločasy rozpadu důvodem brát aktivitu konstrukčních materiálů v potaz. [1]

Tab. 4-4: Izotopy prvků konstrukčních materiálů v pokrytí paliva včetně aktivačních produktů

Z (protonové číslo)	Název prvku	Izotop	Poločas rozpadu $T_{1/2}$ <sup>8</sup>
40	zirkonium	<sup>90</sup> Zr	stabilní
		<sup>91</sup> Zr	stabilní
		<sup>92</sup> Zr	stabilní
		<sup>93</sup> Zr	1,53·10 <sup>6</sup> let
		<sup>94</sup> Zr	stabilní
		<sup>95</sup> Zr	64,02 dní
		<sup>96</sup> Zr	3,8·10 <sup>19</sup> let
41	niob	<sup>93</sup> Nb	stabilní
		<sup>93m</sup> Nb	16,13 let
		<sup>94</sup> Nb	2,03·10 <sup>4</sup> let
		<sup>95</sup> Nb	34,975 dní
42	molybden	<sup>95</sup> Mo	stabilní
		<sup>97</sup> Mo	stabilní
72	hafnium	<sup>178</sup> Hf	stabilní
		<sup>179</sup> Hf	stabilní
		<sup>180</sup> Hf	stabilní

## 4.6 Výpočetní kód UwB<sub>1</sub>

Moderní výpočetní kódy pro vyhořívání jaderného paliva vyžadují vysokou výpočetní dobu a pro parametrické výpočty je proto potřeba vysoký výpočetní výkon. UwB<sub>1</sub> je nově vyvinutý kód Ing. Martinem Loveckým a jeho kolegy ze Západočeské univerzity v Plzni v rámci projektu CANUT. Umožňuje rychlý výpočet vyhořívání jaderného paliva, kterého je dosaženo aproximací v rovnicích popisující vyhořívání paliva. V rámci tohoto kódu jsou mikroskopické průřezy považovány za konstantní v celém průběhu vyhořívání. [29]

<sup>8</sup> Hodnoty poločasů rozpadu byly použity z [32]

## 5 ANALÝZA VÝSTUPU Z $U_{wB1}$

Pro srovnání byly vybrány tři druhy paliv, které se v minulosti využívaly nebo aktuálně využívají na Jaderné elektrárně Dukovany. Prvním srovnávaným palivem je palivo neprofilované se středním obohacením 3,6%, tedy toto hmotnostní procento odpovídá zastoupení izotopu  $^{235}\text{U}$  v palivu. Toto palivo bylo dle původního projektu provozováno v tříletém cyklu s průměrným vyhořením 33000 MWd/tU, přičemž se využívalo metody zavážení out-in (čerstvé palivo na okraj AZ), avšak překládkové schéma tohoto cyklu se ukázalo ekonomicky nevýhodné i vlivem velké spotřeby paliva. [26]

Dalším srovnávaným palivem bylo zvoleno palivo profilované, jehož radiální profilované střední obohacení je 3,82%. Vlivem zmíněné ekonomické nevýhodnosti bylo původní projektované neprofilované palivo inovováno, zejména v samotné konstrukci palivových souborů a zvýšením jejich středního obohacení aj. Dále se změnila i metoda zavážení paliva na in-out (použité palivo na okraj AZ). V porovnání s původně projektovaným tříletým palivovým cyklem je úspora v počtu zavážených palivových souborů na jeden blok EDU v případě plně čtyřletého palivového cyklu 29 kazet. [26]

Profilací rozumíme nehomogenní rozložení obohacení v palivových souborech tak, že ne všechny palivové proutky mají stejné obohacení (krajní proutky palivového souboru mají nižší obohacení než proutky střední). Udává se tedy střední hodnota vypočtená průměrem obohacení jednotlivých proutků. [28]

V historii používaného paliva na Jaderné elektrárně Dukovany následovalo zavedení vyhořívajících absorbátorů, které umožňovaly vyrovnané rozložení výkonu v aktivní zóně a kompenzaci přebytku reaktivity na začátku cyklu a také umožňují delší palivové cykly s palivy vyšších obohacení. Příkladem může být přechod na EDU z čtyřletého na pětiletý palivový cyklus. Na EDU (palivo je dodáváno ruskou společností TVEL) se využívá oxidu gadolinitého  $\text{Gd}_2\text{O}_3$ . Gadolinium má vysoký účinný průřez pro záchyt. Během vyhořívání se izotopy gadolinia po zachycení neutronu přeměňují na izotopy, jejichž účinné průřezy pro záchyt jsou výrazně nižší, z toho plynoucí název vyhořívající absorbátor. Zároveň gadolinium v podstatě zajišťuje jadernou bezpečnost při skladování a transportu čerstvého paliva zvyšováním podkritičnosti. [27]

I v současnosti se na EDU využívá paliva obsahující vyhořívající absorbátor. Pro srovnání bylo vybráno právě aktuální palivo Gd-2M+, jehož charakterizuje střední obohacení 4,38%, vyhoření 54000 MWd/tU a pětiletý palivový cyklus. Za tímto typem paliva je také spousta inovací v čele s chybějícím centrálním otvorem v tabletě, který byl v podstatě charakteristický pro dukovanské palivo. Mezi další změny patří zvýšení průměru tablet a snížení pokrytí, což mělo za následek logické zvýšení hmotnosti uranu o 9 kg na palivový soubor. Za zmínku stojí i přidání anti-debris filtru pro zachycení případných cizích předmětů. [28]

## 5.1 Koeficient násobení

Jestliže chceme udržet štěpnou řetězovou reakci, je potřeba, aby štěpící se jádro poskytlo alespoň jeden neutron pro štěpení dalšího jádra. Takovému neutronu přisuzujeme dobu života, která odpovídá časovému intervalu od vzniku neutronu při štěpení až do okamžiku, kdy tento neutron zaniká. Tím pádem se může proces štěpení schematizovat jako posloupnost mnoha neutronových generací o dané střední době života. Tyto předpoklady nám napomáhají formulaci koeficientu násobení (multiplikačního činitele) jako poměr počtu neutronů dvou po sobě jdoucích generací  $n_{k-1}$  a  $n_k$ . [33]

$$k = \frac{n_k}{n_{k-1}} \quad (5.1)$$

Dle rovnice (5.1) mohou v závislosti na hodnotě koeficientu násobení (multiplikačního koeficientu) nastat tři odlišné případy:

- a)  $k < 1$ ...podkritický stav – počet neutronů v soustavě klesá, štěpná řetězová reakce se nemůže udržet
- b)  $k = 1$ ...kritický stav – počet neutronů v soustavě je konstantní, štěpná řetězová reakce se samovolně udržuje
- c)  $k > 1$ ...nadkritický stav – počet neutronů v soustavě roste, štěpná řetězová reakce se rozbíhá

Pokud chceme charakterizovat reálnou štěpnou řetězovou reakci, pak musíme zahrnout vliv úniků neutronů ze soustavy, které snižují počet neutronů zúčastněných v procesu štěpení. Pak se tedy zavádí efektivní koeficient násobení vztahem:

$$k_{ef} = k_{\infty}\Lambda \quad (5.2)$$

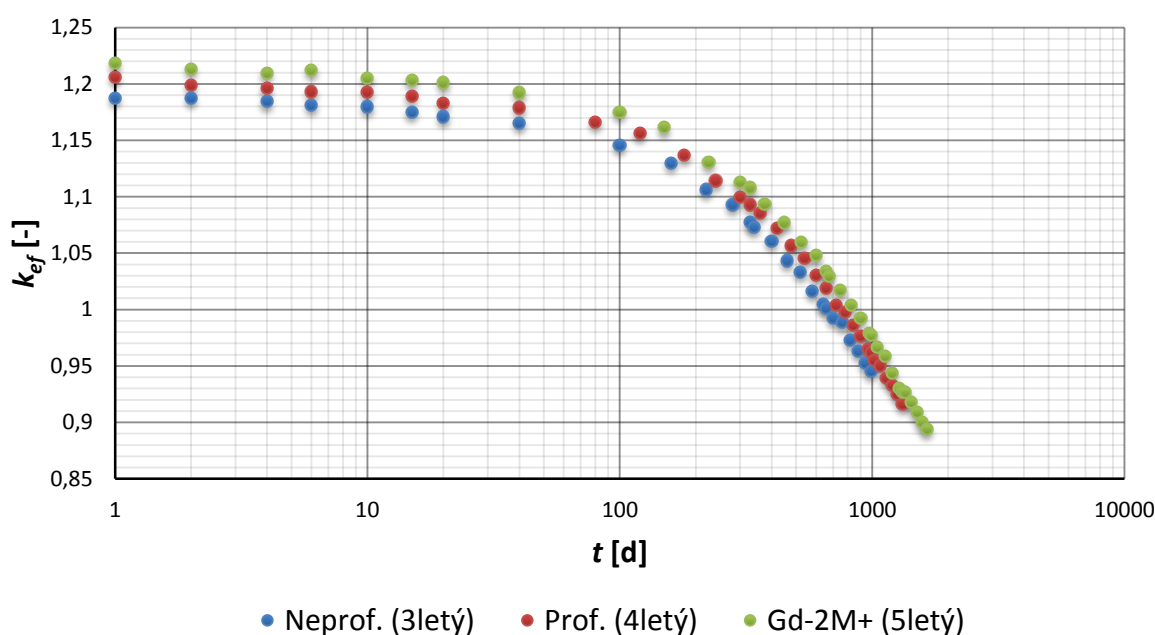
Činitel  $\Lambda$  zde popisuje pravděpodobnost setrvání neutronu v soustavě a  $k_{\infty}$  je koeficient násobení pro nekonečné prostředí charakterizující štěpnou řetězovou reakci v případech, ve kterých zanedbáváme únik neutronů ze soustavy. [33]



Změny efektivního koeficientu násobení, které nejsou způsobeny například regulačním nebo kompenzačním systémem, mohou být z hlediska celého cyklu provozu jaderného reaktoru či jednotlivých kampaní dle [31]:

- krátkodobé – především odezvy na teplotní, výkonové a tlakové změny v normálních provozních tolerancích
- střednědobé – zahrnují vliv nerovnovážných otrav reaktoru štěpnými produkty při větších rychlých výkonových změnách reaktoru
- dlouhodobé – vznikají vyhoříváním paliva a zastruskováním reaktoru.

Tyto nestacionární jevy musí být brány v úvahu při návrhu konstrukce reaktoru, návrhu palivové vsázky a kompenzačních systémů vzhledem k požadavkům na hloubku vyhoření paliva a délku kampaně.



Obr. 5-1: Závislost efektivního koeficientu násobení na době vyhořívání pro různé typy paliva

Na Obr. 5-1 je možno vidět porovnání závislostí efektivního koeficientu násobení na době vyhořívání pro všechny tři srovnávané typy paliv. Lze vypožorovat, že průběhy a klesající trend charakteristik je zcela podobný, avšak jen posunutý. Na počátku má nejnižší efektivní koeficient násobení nejstarší nefilované palivo i vlivem nižšího středního obohacení oproti zbývajícím srovnávaným palivům. Při pohledu na bod charakterizující kritický stav ( $k = 1$ ) je vidět, že nefilované palivo nabývá této hodnoty efektivního koeficientu násobení již po dvou letech vyhořívání, profilované a palivo typu Gd-2M+ asi o třetinu roku, resp. dvě třetiny roku později. Potvrzuje se tedy tím schopnost využití víceletých cyklů těchto paliv, v případě profilovaného čtyřletý, u Gd-2M+ pětiletý. Průběhy jsou však dosti idealizované a vlivem různých manipulací s palivovými soubory v aktivní zóně za účelem dosažení požadovaného výkonu a dalších faktorů se s realitou příliš neshodují.

## 5.2 Palivo neprofilované

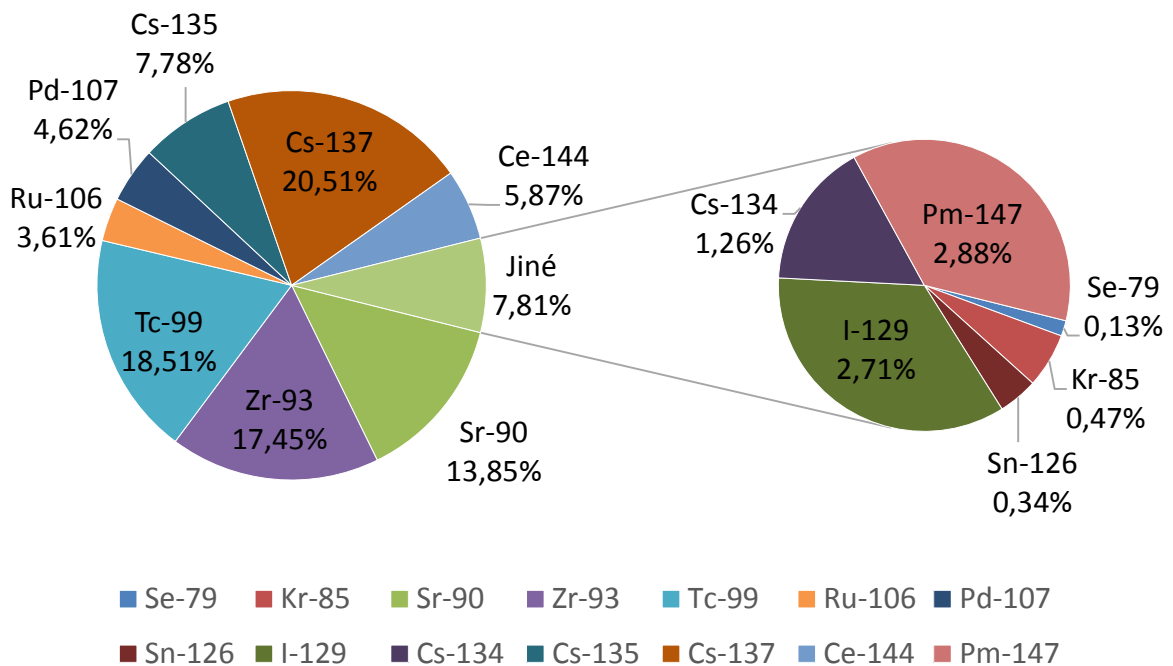
Při zadávání vstupních údajů byly využity geometrické parametry neprofilovaného paliva, viz Tab. 5-1. Finální vyhoření tohoto paliva bylo 33000 MWd/tU. Při nastavování délky vyhořívání bylo uvažováno 330 dnů z roku pracovních (zbytek odstávky), celkově tedy 990 pracovních dnů na celý tříletý cyklus. Konečné vyhoření bylo rozpočítáno na těchto 990 dnů a následně zaokrouhloveno směrem dolů, tudíž zpětně při vynásobení zaokrouhlené hodnoty (33 MWd/tU) a počtem pracovních dnů (990 dnů) se rovnala hodnota použitého finálního vyhoření 32670 MWd/tU. Při výpočtu počátečního složení čerstvého paliva bylo použito střední obohacení 3,6%.

Tab. 5-1: Použité geometrické parametry neprofilovaného paliva, převzato z [30]

Vnější průměr tablety [mm]	7,6
Průměr centrálního otvoru [mm]	1,6
Vnější průměr pokrytí proutku [mm]	9,15
Krok mříže proutků [mm]	12,2

### 5.2.1 Štěpné produkty v neprofilovaném palivu

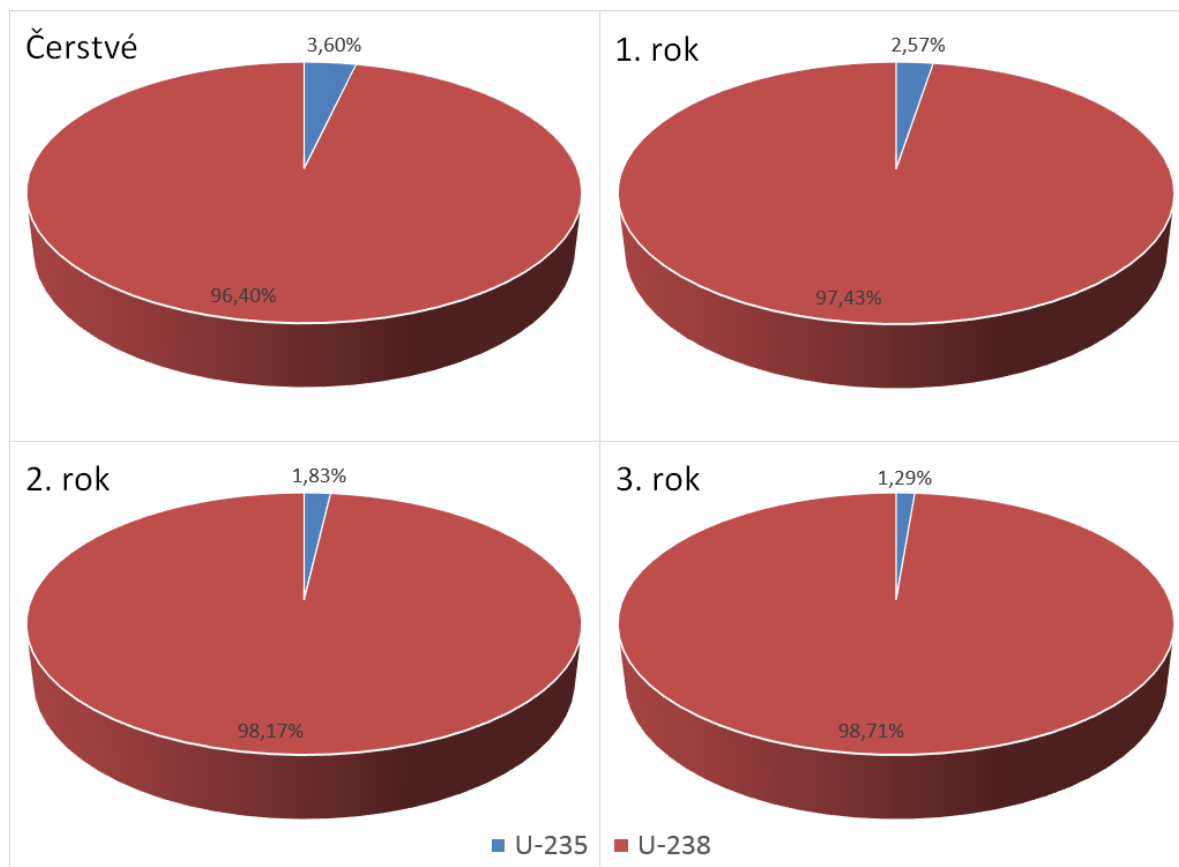
Na Obr. 5-2 je přehledně zpracováno procentuální složení vybraných štěpných produktů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu. V grafu převažuje zastoupení izotopů  $^{137}\text{Cs}$  (20,51%),  $^{99}\text{Tc}$  (18,51%),  $^{93}\text{Zr}$  (17,36%) a  $^{90}\text{Sr}$  (13,85%). Ostatní izotopy zaujímají procentuální koncentrace v řádech jednotek procent.



Obr. 5-2: Složení štěpných produktů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu

### 5.2.2 Izotopy U-235 a U-238 v neprofilovaném palivu

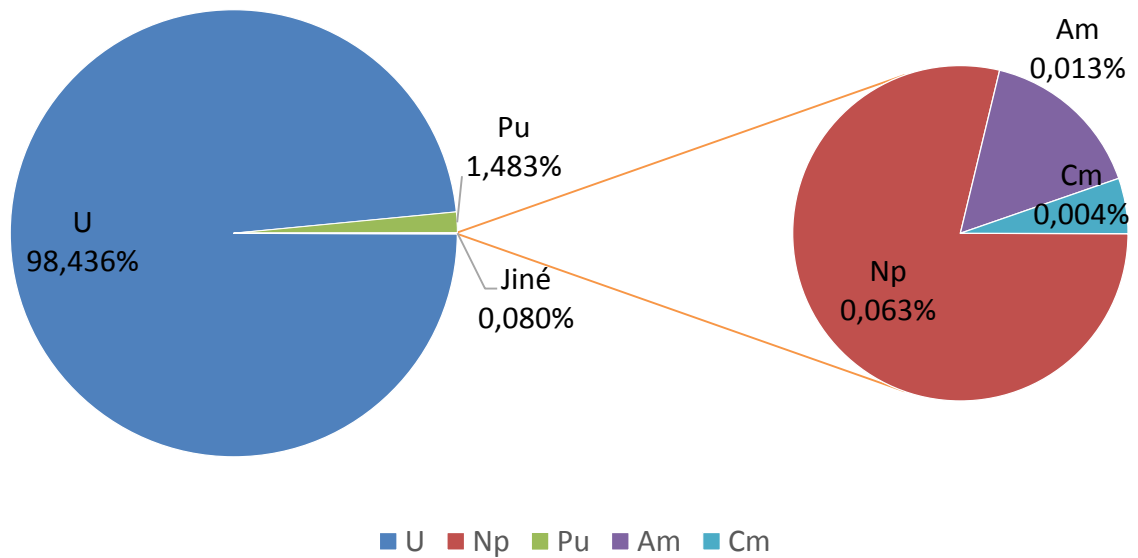
Z Obr. 5-3 charakterizujícího procentuální poměr izotopů uranu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  v neprofilovaném palivu na začátku tříletého palivového cyklu a i na koncích jeho jednotlivých let. Logicky v průběhu vyhořívání v aktivní zóně izotopu  $^{235}\text{U}$  ubývá. Na konci tříletého cyklu je již v palivu pouze 1,29% izotopu  $^{235}\text{U}$  vzhledem k izotopu  $^{238}\text{U}$ .



Obr. 5-3: Poměr U-235 a U-238 v neprofilovaném palivu na počátku a v jednotlivých letech

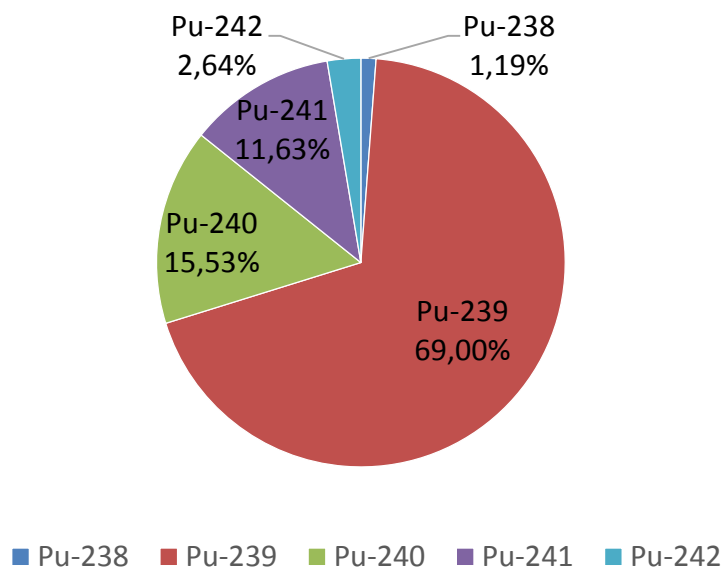
### 5.2.3 Aktinoidy v neprofilovaném palivu

Procentuální složení vybraných aktinoidů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu je zobrazena na Obr. 5-4. Z grafu je patrná majorita v podobě izotopů uranu (98,436%), zatímco ostatní prvky jsou zastoupeny v řádech tisícín procent. Výjimkou je zvýšená koncentrace izotopů plutonia, která na konci tříletého cyklu zaujímá 1,483%. Pro lepší rozlišitelnost nejsou v grafu zastoupeny prvky thoria, protaktinia a dále prvky s protonovým číslem 97 až 103, tedy prvky berkeliá, kalifornia, einsteinia, fermia, mendelevia, nobelia a lawrencia, neboť jejich koncentrace byly procentuálně značně nižší než tisíciny procenta.



Obr. 5-4: Složení aktinoidů v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu

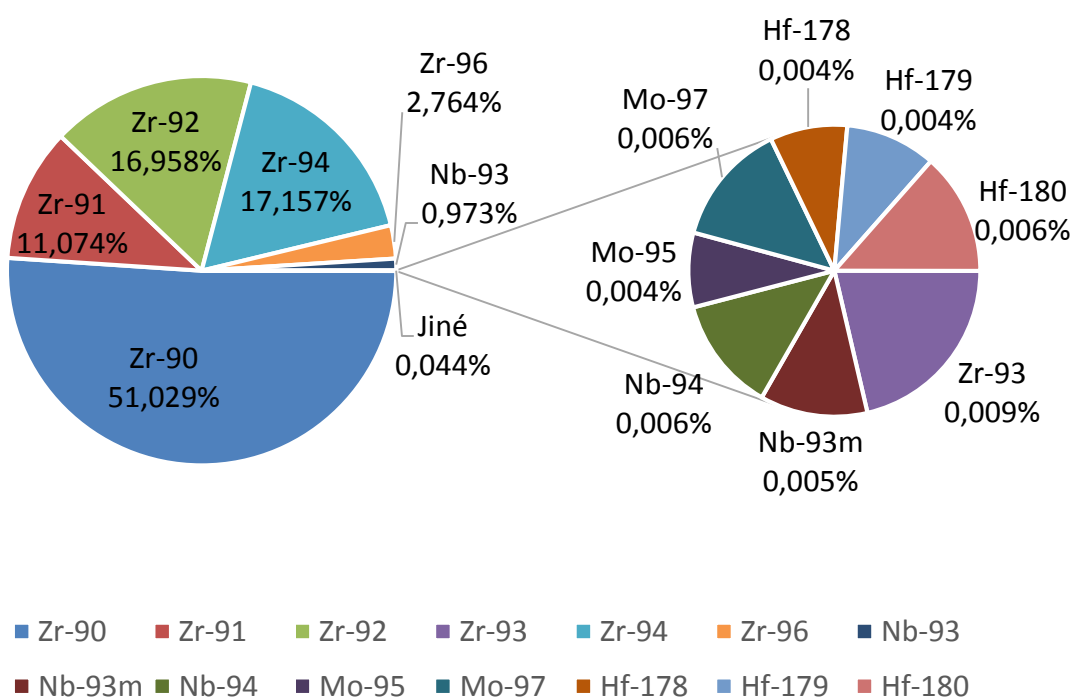
Právě procentuální složení plutonia je z hlediska otázky vyhořelého jaderného paliva jednou z nejzajímavějších částí, neboť většina izotopů tohoto prvku je významná jak z hlediska zbytkového tepla, tak i z pohledu měrné aktivity. Vysoké hodnoty těchto zmíněných veličin navíc umocňují dlouhé poločasy rozpadu většiny izotopů plutonia, na jejichž základě byly izotopy vybrány do grafického znázornění. Na Obr. 5-5 je tedy zobrazeno procentuální složení vybraných izotopů plutonia v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu. Největší zastoupení zaujímá izotop  $^{239}\text{Pu}$  (69%), jenž se významně energeticky podílí na zbytkovém výkonu vyhořelých palivových souborů. Zbývající izotopy plutonia mají zastoupení v jednotkách procent, např. z hlediska měrné aktivity významný izotop  $^{241}\text{Pu}$  (11,63%) nebo  $^{240}\text{Pu}$  (15,53%).



Obr. 5-5: Složení vybraných izotopů plutonia v neprofilovaném palivu na konci tříletého cyklu

### 5.2.4 Aktivační produkty v pokrytí neprofilovaného paliva

Aktivační produkty přispívají v době vyvezení paliva k celkové aktivitě jen malou měrou. Na Obr. 5-6 jsou zobrazeny vybrané aktivační produkty s nejvyššími koncentracemi v pokrytí paliva. Jedná se především o izotopy zirkonia, které zauímají téměř 99% celkové koncentrace aktivačních produktů v pokrytí neprofilovaného paliva na konci poslední kampaně, avšak většina těchto izotopů již byla v konstrukčních materiálech obsažena. V grafu jsou také obsaženy stopové koncentrace izotopů niobu, hafnia či molybdenu. Většina znázorněných aktivačních produktů je již stabilních, nebo jejich poločasy rozpadu jsou extrémně dlouhé. Izotopy  $^{95}\text{Zr}$  a  $^{95}\text{Nb}$  byly v grafu pro lepší rozlišitelnost zanedbány, neboť jejich procentuální koncentrace byly nižší než tisícin procenta.



Obr. 5-6: Izotopické složení v pokrytí neprofilovaného paliva na konci tříletého cyklu

### 5.3 Profilované palivo

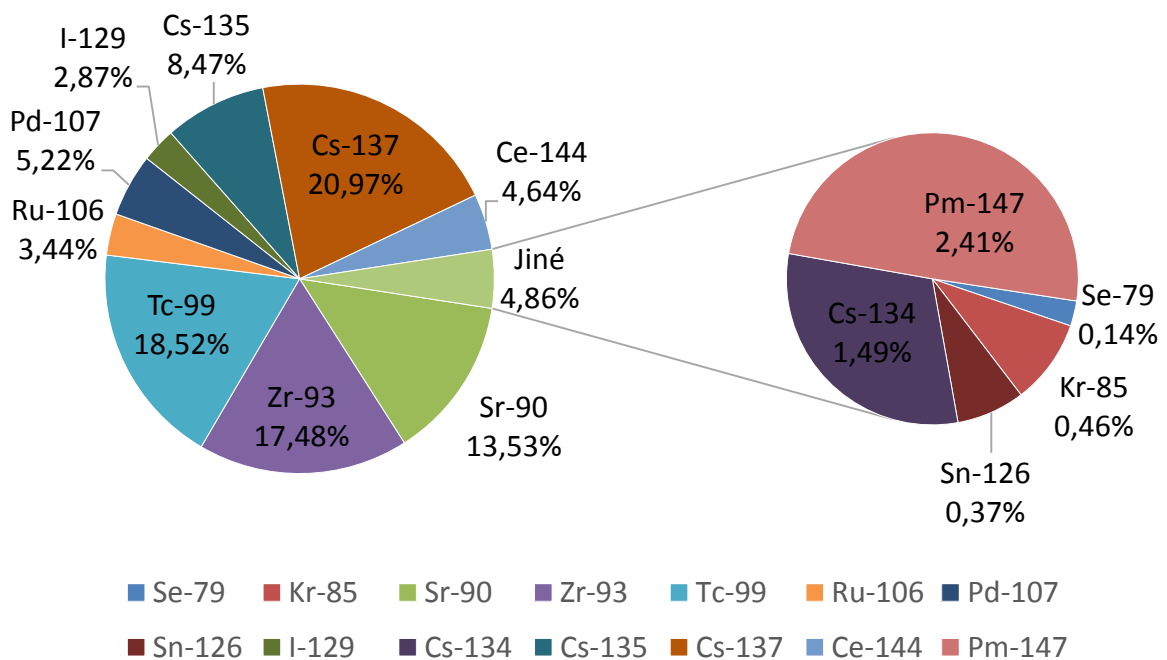
Geometrické parametry neprofilovaného paliva, které byly použity při zadávání vstupních údajů, jsou uvedeny v Tab. 5-2. Konečné vyhoření tohoto paliva bylo 42000 MWd/tU. Opět bylo při nastavování délky vyhořívání uvažováno 330 pracovních dnů (zbytek odstávky), celkově tedy 1320 pracovních dnů na celý čtyřletý cyklus. Finální vyhoření bylo rozpočítáno na těchto 1320 dnů a poté zaokrouhleno směrem dolů. Zpětně při vynásobení zaokrouhlené hodnoty vyhoření na jeden pracovní den (32 MWd/tU) a celkového počtu pracovních dnů (1320 dnů) se rovnala hodnota použitého konečného vyhoření 42240 MWd/tU. Při výpočtu počátečního složení paliva byla použita hodnota středního obohacení 3,82%.

Tab. 5-2: Použité geometrické parametry profilovaného paliva, převzato z [30]

Vnější průměr tablety [mm]	7,57
Průměr centrálního otvoru [mm]	1,6
Vnější průměr pokrytí proutku [mm]	9,15
Krok mříže proutků [mm]	12,2

#### 5.3.1 Štěpné produkty v profilovaném palivu

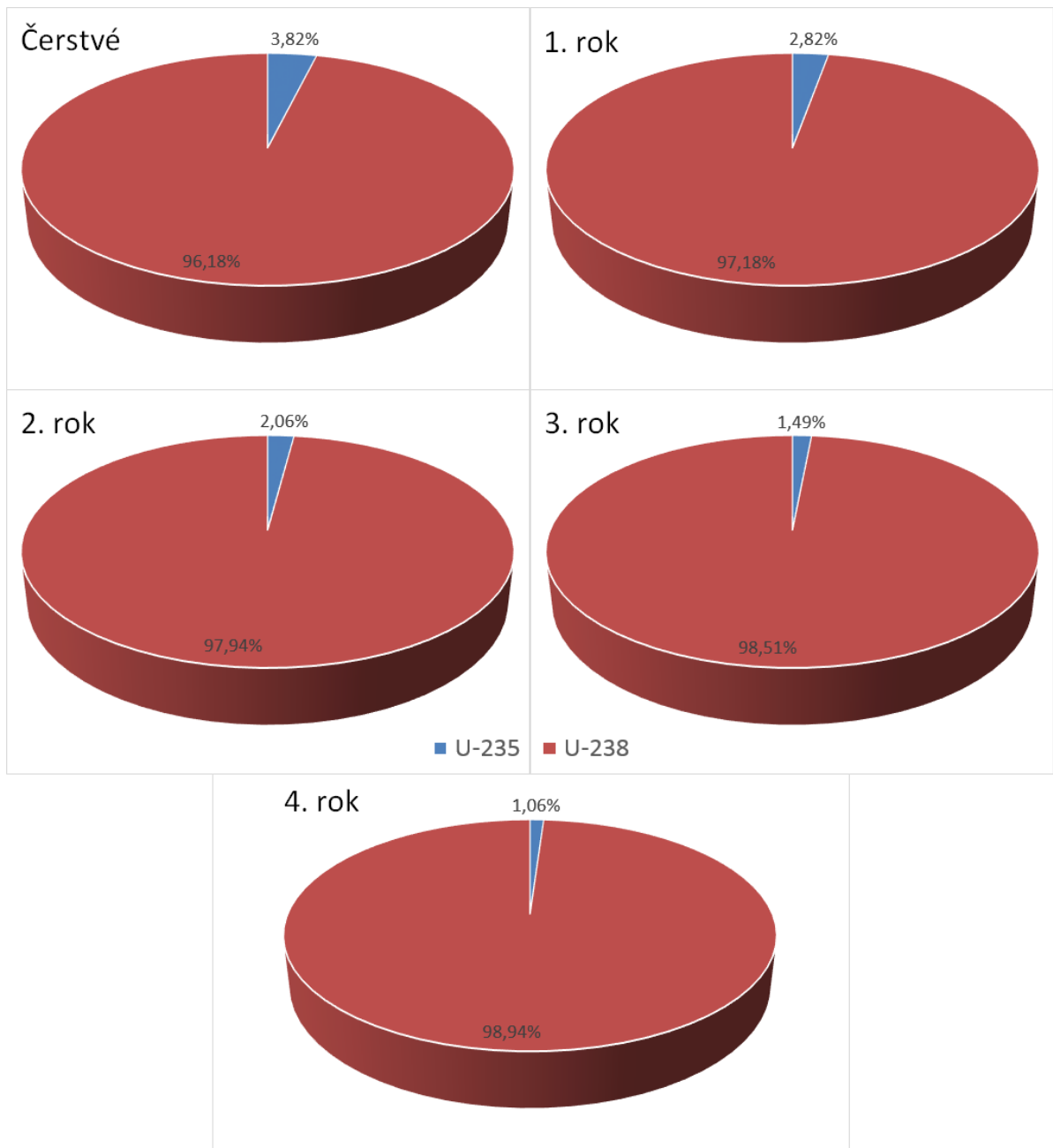
Procentuální zastoupení vybraných štěpných produktů v profilovaném palivu se středním obohacením 3,82% na konci čtyřletého cyklu je zobrazeno na Obr. 5-7. Z grafu je patrné většinové zastoupení izotopů  $^{137}\text{Cs}$  (20,97%),  $^{99}\text{Tc}$  (18,52%),  $^{93}\text{Zr}$  (17,48%) a  $^{90}\text{Sr}$  (13,53%).



Obr. 5-7: Složení štěpných produktů v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu

### 5.3.2 Izotopy U-235 a U-238 v profilovaném palivu

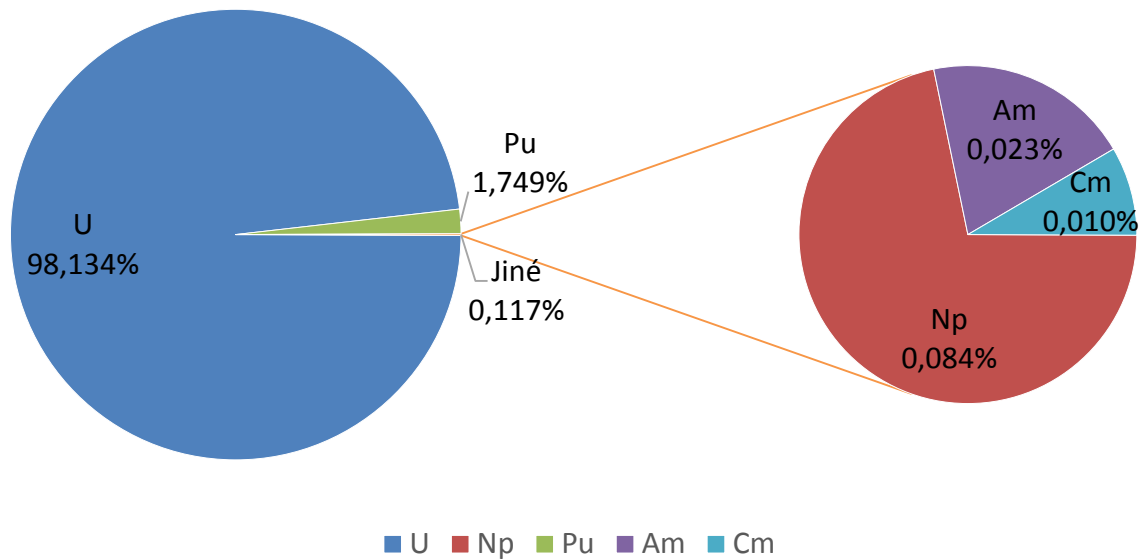
Procentuální poměr izotopů uranu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  v profilovaném palivu (s počátečním středním obohacením 3,82%) na začátku tříletého palivového cyklu a i na koncích jeho jednotlivých let je zobrazeno na Obr. 5-8. V průběhu vyhořívání v aktivní zóně izotopu  $^{235}\text{U}$  ubývá, jen za první kampaň vyhořela necelá třetina původního množství izotopu  $^{235}\text{U}$ . Na konci čtyřletého cyklu je již v palivu pouze 1,06% izotopu  $^{235}\text{U}$  vzhledem k izotopu  $^{238}\text{U}$ .



Obr. 5-8: Poměr U-235 a U-238 v profilovaném palivu na počátku a v jednotlivých letech

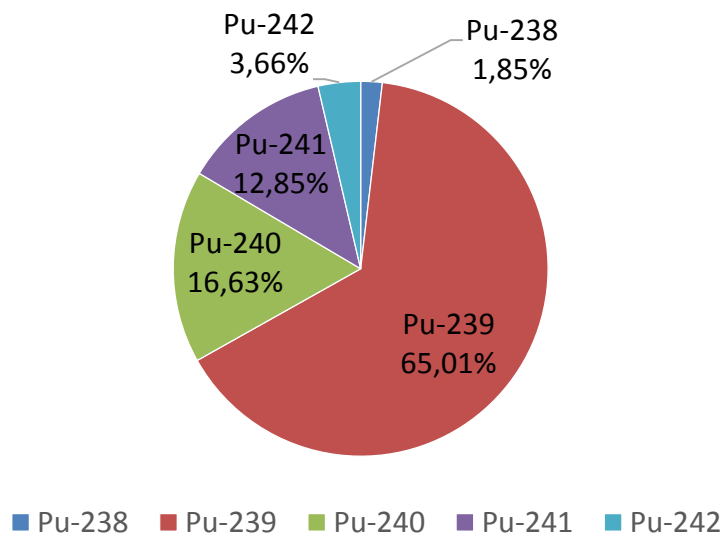
### 5.3.3 Aktinoidy v profilovaném palivu

Na Obr. 5-9 je znázorněno procentuální složení vybraných aktinoidů v profilovaném palivu (se středním obohacením 3,82%) na konci čtyřletého cyklu. Většinové uranové zastoupení není žádným překvapením (98,134%), stejně tak druhá pozice plutonia z pohledu procentuálního zastoupení (1,749%). Koncentrace ostatních prvků je v řádech setin procent a opět pro lepší rozlišitelnost nejsou v grafu zastoupeny prvky thoria, protaktinia a dále prvky s protonovým číslem 97 až 103, tedy prvky berkeliá, kaliforniá, einsteinia, fermiá, mendeleviá, nobeliá a lawrenciá, neboť jejich koncentrace byly procentuálně značně nižší než tisícin procent.



Obr. 5-9: Složení aktinoidů v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu

Na Obr. 5-10 je zobrazeno procentuální složení vybraných izotopů plutonia v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu. Izotop  $^{239}\text{Pu}$  zaujímá necelé dvě třetiny koncentrace plutonia na konci cyklu (65,01%). Tento izotop je velmi významný v rámci zbytkového výkonu vyhořelých palivových souborů. Zbývající izotopy plutonia mají zastoupení v jednotkách procent vyjma izotopů  $^{241}\text{Pu}$  (12,85%) nebo  $^{240}\text{Pu}$  (16,63%), jejichž procentuální zastoupení přesahuje hranici 10%.

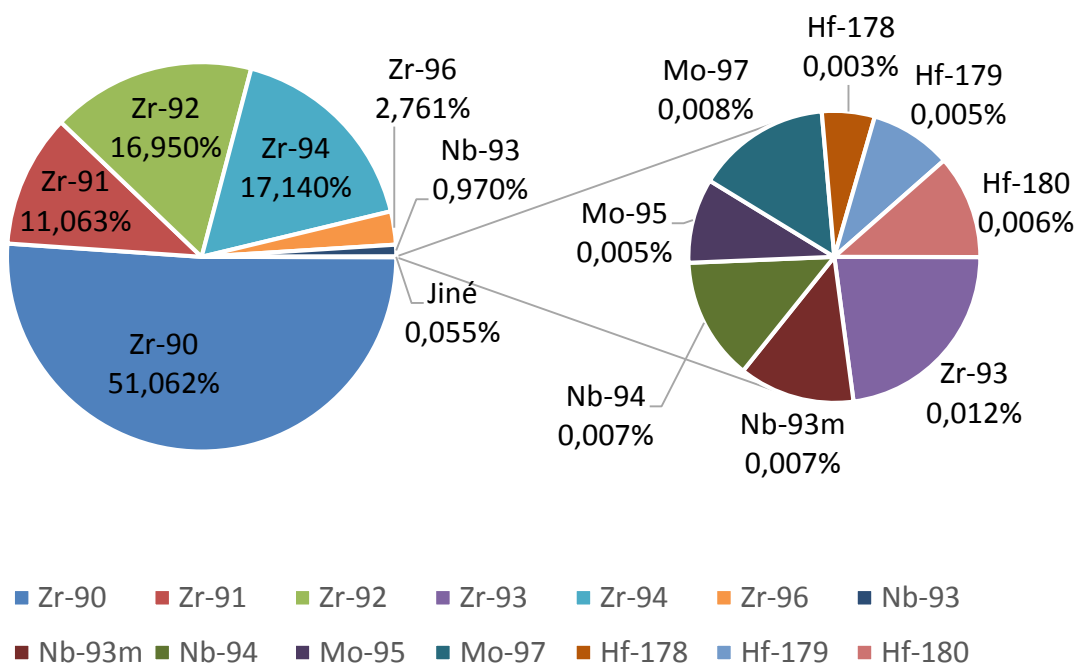


Obr. 5-10: Složení vybraných izotopů plutonia v profilovaném palivu na konci čtyřletého cyklu



### 5.3.4 Aktivační produkty v pokrytí profilovaného paliva

Obr. 5-11 představuje procentuální složení aktivačních produktů v pokrytí profilovaného paliva na konci čtyřletého cyklu. Procentuální podíl izotopů zirkonia se při srovnání s podílem v pokrytí paliva profilovaného nezměnil, neboť většina těchto izotopů byla již při zavážce v konstrukční části palivových souborů obsažena. V grafu jsou podobně také obsaženy stopové koncentrace izotopů niobu, hafnia či molybdenu. Izotopy  $^{95}\text{Zr}$  a  $^{95}\text{Nb}$  byly v grafu znovu pro lepší rozlišitelnost a lepší vypovídající hodnotu zanedbány, neboť jejich procentuální koncentrace byly nižší než tisícin procenta.



Obr. 5-11: Izotopické složení v pokrytí profilovaného paliva na konci čtyřletého cyklu

## 5.4 Palivo Gd-2M+

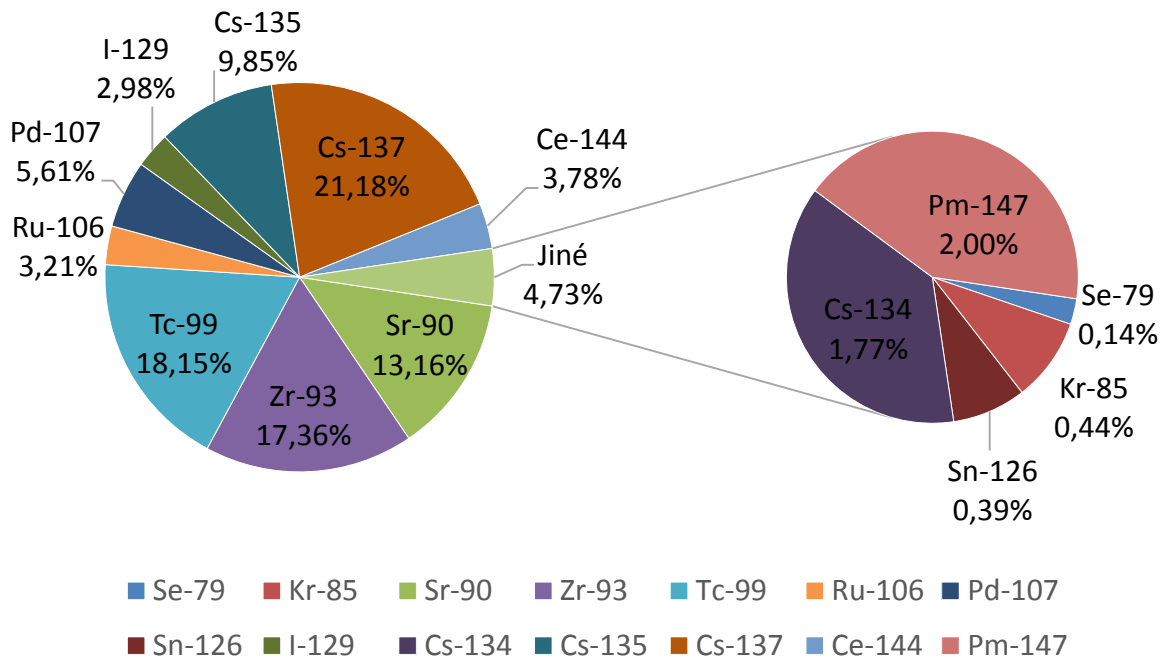
Geometrické parametry paliva typu Gd-2M+ (viz Tab. 5-3) byly využity při zadávání vstupních parametrů pro výpočetní kód  $U_{WB1}$ . Uvažovalo se finální vyhoření paliva 54000 MWd/tU. Počet pracovních dní v roce zůstal na hodnotě 330, celkový počet pracovních dní tedy 1650 na celý pětiletý cyklus. Finální vyhoření bylo rozpočítáno na těchto 1650 pracovních dnů a následně zaokrouhlo směřem dolů, zpětně tedy při vynásobení zaokrouhlené hodnoty vyhoření na jeden pracovní den (33 MWd/tU) a počtu pracovních dnů (1650 dnů) se rovnala hodnota použitého finálního vyhoření 54450 MWd/tU. Při návrhu počátečního složení paliva bylo započítáno střední obohacení 4,38%, navíc již nebyl zahrnut centrální otvor uvnitř peletky (tablety).

Tab. 5-3: Použité geometrické parametry paliva typu Gd-2M+, převzato z [30]

Vnější průměr tablety [mm]	7,8
Průměr centrálního otvoru [mm]	-
Vnější průměr pokrytí proutku [mm]	9,1
Krok mříže proutků [mm]	12,3

### 5.4.1 Štěpné produkty v palivu Gd-2M+

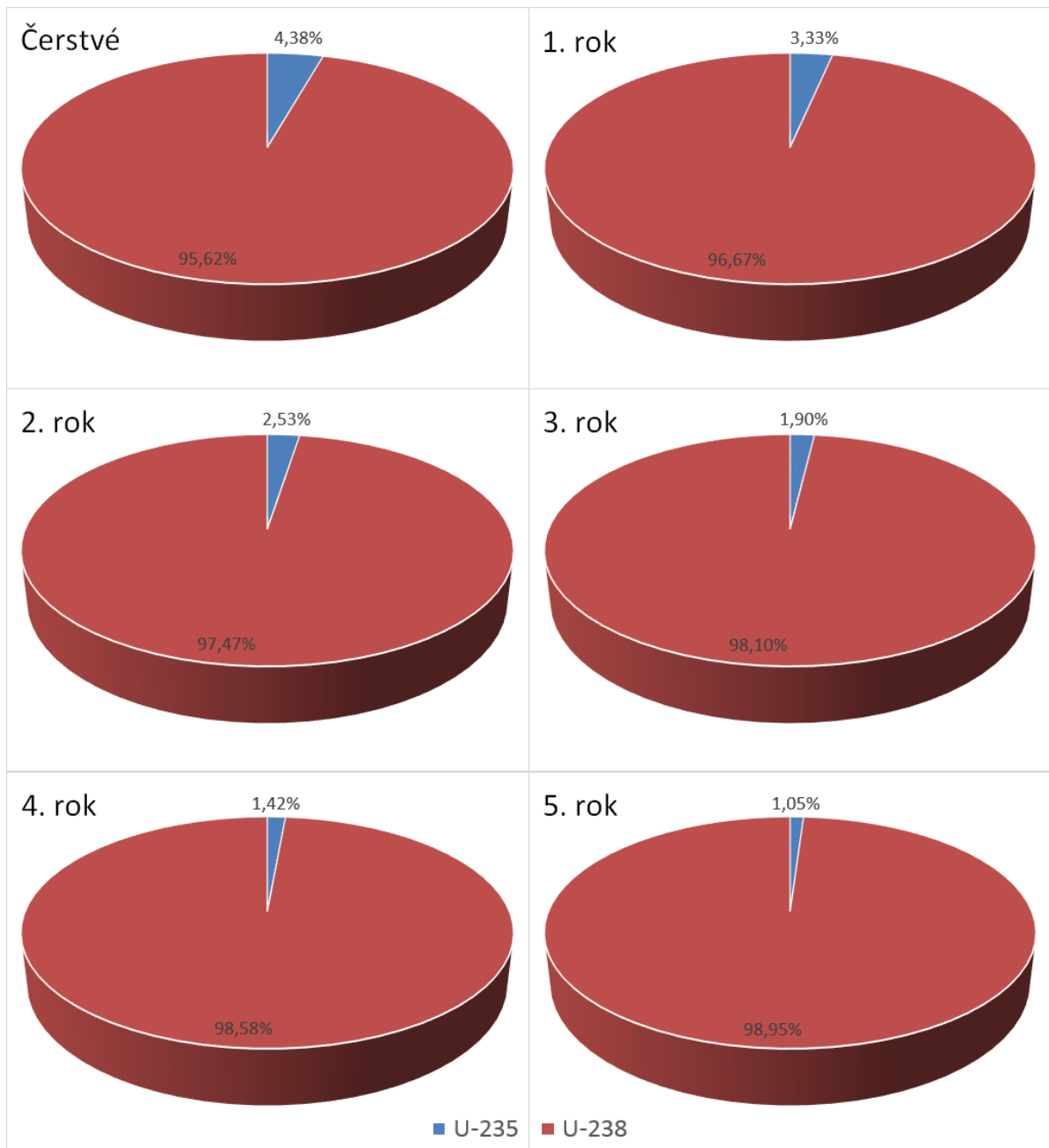
Na Obr. 5-12 je vidět procentuální složení vybraných štěpných produktů v palivu typu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu. Z grafu je zřejmá dominantnost izotopů cesia  $^{137}\text{Cs}$  (21,18%), technecia  $^{99}\text{Tc}$  (18,15%), zirkonia  $^{93}\text{Zr}$  (17,36%) a stroncia  $^{90}\text{Sr}$  (13,16%). Pokud se sečtou procenta vybraných izotopů cesia  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{135}\text{Cs}$  a  $^{134}\text{Cs}$ , zjistíme, že izotopy cesia zaujímají necelou třetinu štěpných produktů (32,8%).



Obr. 5-12: Složení štěpných produktů v palivu typu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu

### 5.4.2 Izotopy U-235 a U-238 v palivu Gd-2M+

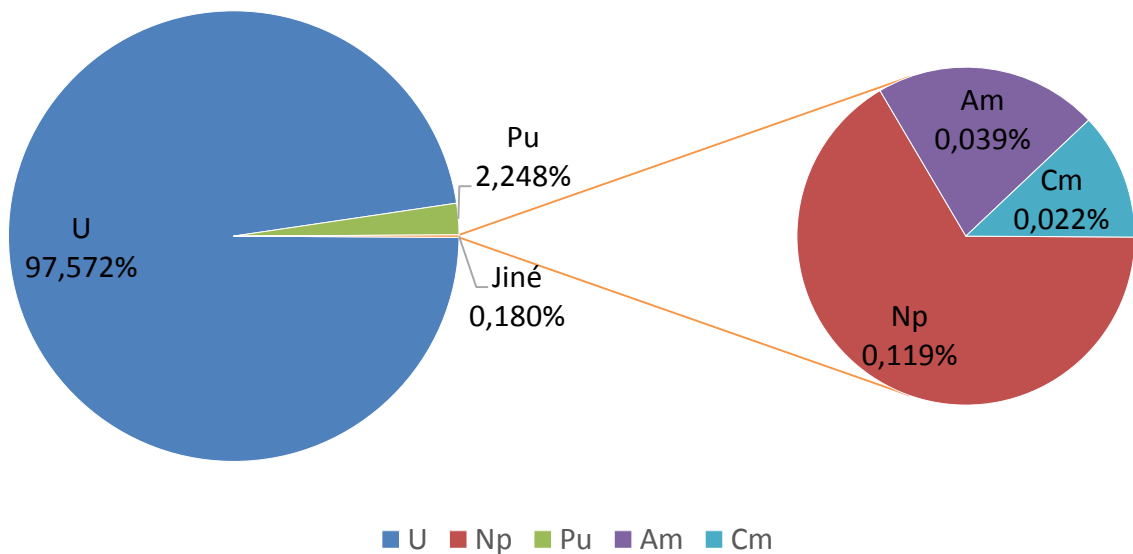
Procentuální poměr složení izotopů uranu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  v současně používaném palivu na Elektrárně Dukovany – Gd-2M+ (s počátečním středním obohacením 4,38%) je znázorněn na Obr. 5-13. Za první kampaň klesla koncentrace izotopu  $^{235}\text{U}$  na 3,33%, vyhořela tedy necelá čtvrtina z celkového množství. Tento trend vyhoření čtvrtiny množství z konce předchozí kampaně pokračuje i v dalších letech. Na konci pětiletého cyklu je již v palivu pouze 1,05% izotopu  $^{235}\text{U}$  vzhledem k izotopu  $^{238}\text{U}$ .



Obr. 5-13: Poměr U-235 a U-238 v palivu typu Gd-2M+ na počátku a v jednotlivých letech

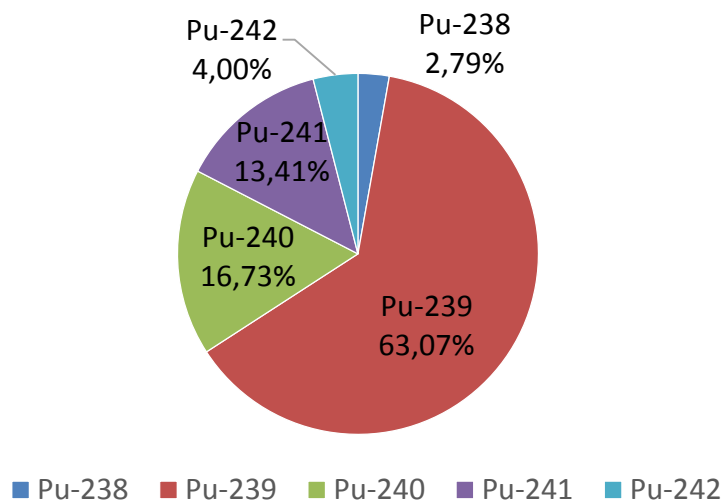
### 5.4.3 Aktinoidy v palivu Gd-2M+

Vybrané aktinoidy a jejich procentuální složení v palivu typu Gd-2M+ (se středním obohacením 4,38%) na konci pětiletého cyklu je znázorněno na Obr. 5-14. Opět izotopy uranu zaujímají většinový podíl celkové koncentrace aktinoidů (97,572%). Procentuální koncentrace plutonia je vyšší (2,248%) než u starších typů paliv s kratšími cykly. Koncentrace ostatních prvků je v řádech setin procent, v případě neptunia desetín procent (0,119%). V grafu nejsou zastoupeny prvky thoria, protaktinia a dále prvky s protonovým číslem 97 až 103, tedy prvky berkelia, kalifornia, einsteinia, fermia, mendelevia, nobelia a lawrencia, neboť jejich koncentrace byly procentuálně značně nižší než tisícin procent a nebyly by v grafu vidět.



Obr. 5-14: Složení aktinoidů v palivu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu

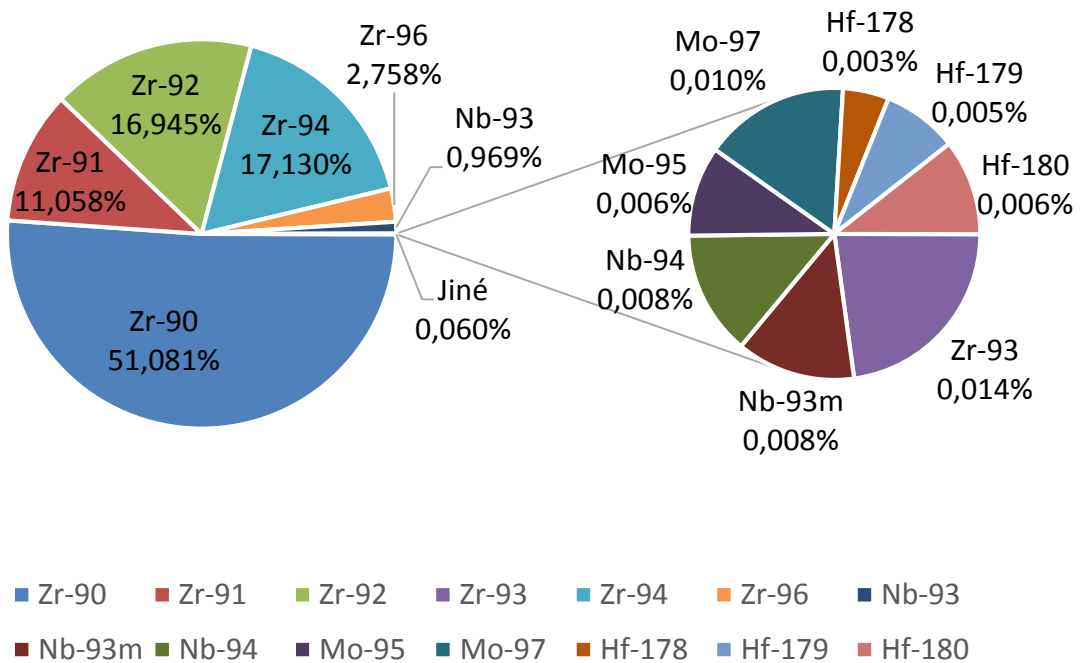
Procentuální složení vybraných izotopů plutonia (dle Tab. 4-3) v palivu typu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu jsou zobrazeny na Obr. 5-15. Koncentrace izotopu  $^{239}\text{Pu}$  v Gd-2M+ je nižší než v starších palivech (o necelé 2% oproti profilovanému). Koncentrace zbývajících izotopů plutonia jsou nepatrně vyšší než u profilovaného a neprofilovaného paliva, např.  $^{241}\text{Pu}$  (13,41%) nebo  $^{240}\text{Pu}$  (16,73%). Z důvodů příliš nízkých koncentrací se při vytváření grafu koncentrace izotopů  $^{236}\text{Pu}$  a  $^{244}\text{Pu}$ .



Obr. 5-15: Složení vybraných izotopů plutonia v palivu Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu

#### 5.4.4 Aktivační produkty v palivu Gd-2M+

Obr. 5-16 potvrzuje, že ani v případě pětiletého cyklu se procentuální složení aktivačních produktů příliš nemění. Téměř shodný podíl izotopů zirkonia i koncentrace stopových prvků jako niob, hafnium či molybden zůstaly víceméně nepozměněny. Procentuální koncentrace izotopů  $^{95}\text{Zr}$  a  $^{95}\text{Nb}$  byly znovu nižší než tisícina procenta, tím pádem byly opět pro lepší rozlišitelnost vynechány.



Obr. 5-16: Izotopické složení v pokrytí paliva Gd-2M+ na konci pětiletého cyklu

### 5.5 Závěrečné zhodnocení analýzy

Na začátku analýzy výstupu je umístěn Obr. 5-1 popisující závislosti efektivního koeficientu násobení v průběhu vyhořívání pro všechny tři srovnávané typy paliv (Neprof., Prof. a Gd-2m+). Počáteční efektivní koeficient násobení má nejnižší neprofilované palivo i vlivem nižšího středního obohacení oproti zbývajícím srovnávaným palivům. Při pohledu na bod charakterizující kritický stav ( $k = 1$ ) je vidět, že neprofilované palivo nabývá této hodnoty efektivního koeficientu násobení již po dvou letech vyhořívání, profilované a palivo typu Gd-2M+ asi o třetinu roku, resp. dvě třetiny roku později. Potvrzuje se tedy tím schopnost využití víceletých cyklů těchto paliv, v případě profilovaného čtyřletý, u Gd-2M+ pětiletý. Pro výpočty modelu vyhoření je zanedbáno překládání paliva, a také vlivem zanedbání různých manipulací s palivovými soubory v aktivní zóně za účelem dosažení požadovaného výkonu a dalších faktorů se s realitou příliš neshodují.

Dle grafů zobrazujících procentuální koncentrace štěpných produktů v různých typech paliv s různým finálním vyhořením a různým středním obohacením je kompozice vybraných štěpných produktů stálá a příliš se nemění. S postupným vývojem palivového cyklu EDU (od původně projektovaného přes inovované profilované až po nový typ Gd-2M+) se mírně zvyšuje podíl izotopů  $^{137}\text{Cs}$  (20,51% - 20,97% - 21,18%) a  $^{135}\text{Cs}$  (7,78% - 8,47% - 9,85%) na konci posledních kampaní. Zejména změna u druhého zmiňovaného izotopu  $^{135}\text{Cs}$  přesahující 2% může znamenat díky extra dlouhému poločasu rozpadu také zvýšení měrné aktivity vyhořelého paliva. Naopak se snižuje koncentrace izotopů  $^{147}\text{Pm}$  (z 2,88% u neprofilovaného až na 2,00% u Gd-2M+) a  $^{90}\text{Sr}$  (z 13,85% u neprof. až na 13,16% u Gd-2M+). Podíl izotopu jodu  $^{129}\text{I}$  se stejně jako zbývající izotopy lišil jen v řádech desetin či setin procent.

Grafy popisující poměr izotopů uranu  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  v průběhu vyhořívání jsou hlavně informačního charakteru a slouží pro představu, kolik množství izotopu uranu  $^{235}\text{U}$  vyhoří či naopak zůstane oproti izotopu  $^{238}\text{U}$ . Profilované palivo a palivo typu Gd-2M+ obsahují na konci svých cyklů podobnou procentuální koncentraci štěpného izotopu  $^{235}\text{U}$  (1,06%, resp. 1,05%). Původně projektované neprofilované palivo má tento konečný podíl na konci svého tříletého cyklu vyšší (1,29%), což potvrzuje horší hospodárnost tohoto paliva a zároveň dokazuje, proč bylo již po dvou letech nasazení vyměněno za novější typ.

Z výšečových grafů znázorňující procentuální složení aktinoidů v jednotlivých palivech je patrná vzrůstající koncentrace transuranů<sup>9</sup> s vývojem novějších paliv obsahující vyšší střední obohacení. Z hlediska vyhořelého jaderného paliva je nejvýznamnějším transuranem plutonium, pro které byl vytvořen speciální výšečový graf obsahující jen izotopy tohoto prvku. Vždy největší podíl (dvě třetiny) zaujímá izotop  $^{239}\text{Pu}$ , jehož koncentrace však s vývojem palivového cyklu EDU klesá na úkor ostatních minoritních izotopů ( $^{241}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ), jejichž procentuální podíly rostou v jednotkách či desetinách procent. Tyto změny budou mít vliv na hodnoty měrné aktivity vyhořelých palivových souborů, protože právě izotopy plutonia patří mezi největší zdroje radioaktivity z vyhořelého jaderného paliva.

Závěrečná část analýzy patří izotopickému složení prvků konstrukčních materiálů a aktivačních produktů z nich vzniklých v pokrytí srovnávaných paliv. V době vyvezení však aktivační produkty přispívají k celkové aktivitě vyhořelého paliva jen malou měrou. Největší část zaujímají izotopy zirkonia (téměř 99%) bez ohledu na typ paliva, neboť jejich obsazení v konstrukčních materiálech palivových souborů je rovněž dominantní. Dále jsou v pokrytí palivových proutků ve stopovém množství také obsaženy izotopy niobu a hafnia. Většina zobrazených izotopů je stabilních, výjimkou jsou například izotopy  $^{93}\text{Zr}$ ,  $^{96}\text{Zr}$  či  $^{94}\text{Nb}$ , jejichž poločasy rozpadu jsou velmi dlouhé, avšak jejich procentuální koncentrace jsou velmi nízké. Změny podílů aktivačních produktů se vývojem palivového cyklu na EDU jsou nepatrné, dle výšečových grafů uvedených v této práci příliš nezávisí na délce cyklu nebo středním obohacení paliva, ale v případě modelování chování vyhořelého jaderného paliva v dlouhodobém intervalu je nutné i tyto nepatrné změny brát v úvahu.

<sup>9</sup> Transurany jsou prvky, které následují v Mendělejevově periodické soustavě za uranem ( $Z > 92$ ).

## 6 ZÁVĚR

Cílem této bakalářské práce bylo seznámit se s vnějším palivovým cyklem jaderných elektráren, a to zejména s jeho střední a zadní částí a v návaznosti studovat vlastnosti vyhořelého jaderného paliva a jeho charakteristiky. Popis přední části vnějšího jaderného palivového cyklu mimo obecně známých informací o těžbě, obohacování nebo výrobě a kompletaci jaderného paliva obsahuje aktuální zprávy týkající se těžby uranu v České republice u obce Dolní Rožínka, například také zmínky o provozu posledního grafitem moderovaného reaktoru typu Magnox. V práci jsou dále popsány rozdíly mezi metodami výměny paliva v jaderném reaktoru a podobně i metody zavážení palivových souborů do aktivní zóny. Zajímavostí zadní části jaderného cyklu, respektive meziskladováním vyhořelého jaderného paliva jsou mokré sklady vyhořelého paliva, jako je mezisklad v areálu jaderné elektrárny v Jaslovských Bohunicích v sousedním Slovensku. Avšak díky energeticky a ekonomicky náročným systémům pro cirkulaci vody a její chlazení a čištění spíše zaostává za typickými suchými sklady, jejichž příkladem může být MSVP v areálu Elektrárny Dukovany. Dalším cílem rešeršní části bylo popsat nakládání vyhořelého jaderného paliva se zaměřením právě na Elektrárnu Dukovany, zejména bazén skladování a chlazení použitého paliva v něm. Práce se rovněž věnuje obalovým souborům typu CASTOR v minulosti používaným (typ 440/84) i současně užívaným na této elektrárně (novější typ 440/84M), které slouží pro transport a skladování VJP v meziskladech. Základní charakteristiky původního používaného kontejneru CASTOR 440/84 a současného 440/84M jsou v práci zobrazeny v Tab. 3-2, přičemž hlavní rozdíl je v tloušťce stěny, která je u novějšího kontejneru širší a zajišťuje lepší stínění.

Stěžejním cílem této práce však bylo vytvoření modelů vyhořívání třech typů jaderného paliva používaných na Elektrárně Dukovany – původně projektovaného neprofilovaného paliva s tříletým cyklem, inovovaného profilovaného paliva s čtyřletým cyklem a současného paliva Gd-2M+ s pětiletým palivovým cyklem. Tyto paliva se kromě různých délek palivových cyklů liší také množstvím štěpného izotopu  $^{235}\text{U}$  a finálním vyhořením paliva. Modely pro výše zmíněné druhy paliv jsou vytvořeny pomocí nově vytvořeného výpočetního kódu  $U_wB_1$ , který umožňuje rychlý výpočet vyhořívání jaderného paliva. Následuje analýza výstupů z výpočetního kódu a závěrečné zhodnocení této analýzy (z pohledu měrné aktivity a zbytkového výkonu) na základě vytvořených přehledných výsečových grafů popisující procentuální koncentrace jednotlivých vybraných izotopů v závislosti na typu paliva EDU, historii jeho pobytu v aktivní zóně, jeho vyhoření či obohacení.

Závěrem mohu konstatovat, že se mi podařilo naplnit cíle, které jsem si v úvodu stanovil. Tato práce by mohla najít využití například ve výuce pro přiblížení složení použitého paliva, případně změn složení s vývojem palivového cyklu na Elektrárně Dukovany. Jedná se však stále o modely, které se mohou od reality někdy i lišit a jednotným cílem může být právě postupná eliminace těchto chyb a nejistot vytvořených při nastavování výpočetního programu, zahrnutí proměnlivého vyhořívání paliva v aktivní zóně, různých délek odstávek reaktoru atd. Faktorů, které mohou ovlivnit výpočet modelu vyhořívání jaderného paliva je nespočetně mnoho, ale s přibývajícím zkušenostmi s vytvářením těchto modelů a následnou tvorbou analýz, můžeme výsledky zpřesňovat a podle nich i případně modifikovat komponenty používané v jaderném průmyslu.

**POUŽITÁ LITERATURA**

- [1] MATĚJKA, K. *Vyhořelé jaderné palivo*. Praha: Ministerstvo životního prostředí, 1996, 145 s. ISBN 80-707-8352-4.
- [2] BEČVÁŘ, J. a kol. *Jaderné elektrárny*. 2. vyd. Praha: SNTL/ALFA, 1981.
- [3] DLOUHÝ, Z. *Nakládání s radioaktivním odpadem a vyhořelým jaderným palivem*. Vyd. 1. Brno: VUTIUM, 2009, 219 s. ISBN 978-80-214-3629-9.
- [4] WESTINGHOUSE ELECTRICAL COMPANY. *Westinghouse - Nuclear* [online]. 2015 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://westinghousenuclear.com/>.
- [5] OTČENÁŠEK, P. Odpady z palivového cyklu jaderných elektráren. *Vesmír*. 2005, roč. 84, č. 9.
- [6] JADROVÁ A VYRADIOVACIA SPOLOČNOSŤ. JAVYS [online]. 2015 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.javys.sk/>
- [7] PUBLIC LIMITED COMPANY FOR RADIOACTIVE WASTE MANAGMENT. *PURAM* [online]. © 2000-2014 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.rhk.hu/en/>
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY. *Survey of wet and dry spent fuel storage*. Vídeň: IAEA, 1999. ISBN IAEA-TECDOC-1100.
- [9] STÁTNÍ ÚŘAD PRO JADERNOU BEZPEČNOST. *SÚJB* [online]. 2015 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.sujb.cz/>
- [10] UNUSUAL STAFFS. The Hardcore Nuclear-Waste Containers That Can Stand up to Airplane Crashes. *Unusual Staffs* [online]. 2011 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://unusualstaffs.blogspot.cz/2011/08/hardcore-nuclear-waste-containers-that.html>
- [11] AREVA. *Areva* [online]. 2013 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.areva.com/>
- [12] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Processing of Used Nuclear Fuel. *World Nuclear Association* [online]. 2014 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Processing-of-Used-Nuclear-Fuel/>
- [13] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Russia's Nuclear Cycle. *World Nuclear Association* [online]. 2014 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Country-Profiles/Countries-O-S/Russia--Nuclear-Fuel-Cycle/>
- [14] JAPAN NUCLEAR FUEL LIMITED. Monthly Press Conference: Reschedule of the Reprocessing Plant's completion timing. *Japan Nuclear Fuel Limited* [online]. 2014 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.jnfl.co.jp/english/topics/141030-1.html>
- [15] DUFKOVÁ, M. Co je to MOX. *FyzWeb* [online]. 2011 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://fyzweb.cz/clanky/index.php?id=174>
- [16] SPRÁVA ÚLOŽIŠŤ RADIOAKTIVNÍCH ODPADŮ. Ministerstvo životního prostředí vydalo rozhodnutí o stanovení průzkumného území na všech lokalitách. *SÚRAO* [online]. 2014 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.surao.cz/cze/O-SURAO/Aktuality/Ministerstvo-zivotniho-prostredi-vydalo-rozhodnuti-o-stanoveni-pruzkumneho-uzemi-na-vsech-lokalitach>
- [17] ČEZ. *Skupina ČEZ* [online]. 2015 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.cez.cz/>
- [18] CENTRAL EUROPE ENGINEERING & INVESTMENTS. Castory. *CEEI* [online]. © 2005-2009 [cit. 2015-01-01]. Dostupné z: <http://www.ceei.sk/cz/castory.php>



- [19] ČTK. Za tři roky skončí těžba v posledním uranovém dole v Česku. *E15.cz* [online]. © 2007-2015 [cit. 2015-03-14]. Dostupné z: <http://zpravy.e15.cz/byznys/prumysl-a-energetika/za-tri-roky-skonci-tezba-v-poslednim-uranovem-dole-v-cesku-1158691>
- [20] WORLD NUCLEAR NEWS. Wylfa cleared for continued operation. *World Nuclear News* [online]. World Nuclear Association, © 2015 [cit. 2015-01-10]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear-news.org/rs-wylfa-cleared-for-continued-operation-0110145.html>
- [21] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Uranium Enrichment. *World Nuclear Association* [online]. 2014 [cit. 2015-01-10]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Conversion-Enrichment-and-Fabrication/Uranium-Enrichment/>
- [22] UPSON, S. Laser Uranium Enrichment Makes a Comeback. EERKENS, J.W. a J. KIM. *IEEE Spectrum* [online]. 2010 [cit. 2015-03-18]. Dostupné z: <http://spectrum.ieee.org/energy/nuclear/laser-uranium-enrichment-makes-a-comeback/0>
- [23] Radioactive Waste: Production, Storage, Disposal. In: *U.S. Nuclear Regulatory Commission* [online]. 2. vyd., 2002 [cit. 2015-03-22]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/brochures/br0216/r2/br0216r2.pdf>
- [24] WORLD NUCLEAR ASSOCIATION. Mixed Oxide (MOX) Fuel. *World Nuclear Association* [online]. 2014 [cit. 2015-05-06]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Fuel-Recycling/Mixed-Oxide-Fuel-MOX/>
- [25] MATOUŠEK, A. *Provoz jaderných elektráren*. 1. vyd. Brno: VUT, 1988, 173 s.
- [26] BURKET, D. *Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany*. Praha, 2003. Dizertační práce. České Vysoké učení technické v Praze, Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská
- [27] BURKET, D. Zkušenosti s palivem s vyhořívajícími absorbátory v jaderné elektrárně Dukovany. *Energetika*. Praha, 2006, č. 4. ISSN 0375-8842.
- [28] GERŽA, J., ČEZ, a.s., konzultace, ústní sdělení, EDU, 13.5.2015.
- [29] LOVECKÝ, M. et al. UWB1 - Fast nuclear fuel depletion code. *Annals of Nuclear Energy*. 2014, č. 71: 333-339. ISSN 0306-4549.
- [30] SMETANA, J. *Jaderná paliva pro tlakovodní jaderné reaktory*. Brno, 2014. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií
- [31] DOLEŽAL, J. et al. *Jaderné a klasické elektrárny*. Vyd. 1. Praha: České vysoké učení technické v Praze, 2011, 259 s. ISBN 978-80-01-04936-5.
- [32] FIRESTONE, D.B. et al. WWW Table of Radioactive Isotopes. *Lawrence Berkeley National Laboratory* [online]. 2004 [cit. 2015-05-27]. Dostupné z: <http://ie.lbl.gov/toi/index.asp>
- [33] RAČEK, J. *Jaderná zařízení*. Vyd. 2. Brno: Novpress s.r.o., 2013, 251 s. ISBN 978-80-214-4745-5.
- [34] DELICHATSIOS, S.A., *Recycling for a sustainable waste management of the nuclear fuel cycle*. Odborná konference NERS 2010, Praha, 10. 11. 2010
- [35] OTČENÁŠEK, P. Uzavření jaderného palivového cyklu. *Energetika*. 2012, č. 8-9.