

**ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI  
FAKULTA ELEKTROTECHNICKÁ**

**KATEDRA ELEKTROENERGETIKY A EKOLOGIE**

## **DIPLOMOVÁ PRÁCE**

**Palivové cykly reaktorů 3. a 3+ generace pro nové  
jaderné zdroje**

**vedoucí práce: Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.  
autor: Bc. Elemír Habaj**

**2012**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická

Akademický rok: 2011/2012

## ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: **Bc. Elemír HABAJ**  
Osobní číslo: **E09N0216P**  
Studijní program: **N2612 Elektrotechnika a informatika**  
Studijní obor: **Elektroenergetika**  
Název tématu: **Palivové cykly reaktorů 3. a 3+ generace pro NJZ**  
Zadávající katedra: **Katedra elektroenergetiky a ekologie**

### Z á s a d y p r o v y p r a c o v á n í :

1. Popište palivový cyklus jaderné elektrárny ETE.
2. Popište způsoby uložení vyhořelého jaderného paliva.
3. Popište možnosti zpětného využití jaderného paliva.
4. Proveďte technicko - ekonomickou studii palivového cyklu pro uvažované NJZ v ČR generace 3 a 3+ .

Rozsah grafických prací: podle doporučení vedoucího

Rozsah pracovní zprávy: 30 - 40 stran

Forma zpracování diplomové práce: tištěná/elektronická


Seznam odborné literatury:

**Student si vhodnou literaturu vyhledá v dostupných pramenech podle doporučení vedoucího práce.**


Vedoucí diplomové práce: **Ing. Jana Jiříčková, Ph.D.**  
Katedra elektroenergetiky a ekologie

Datum zadání diplomové práce: **17. října 2011**

Termín odevzdání diplomové práce: **11. května 2012**

  
Doc. Ing. Jiří Hammerbauer, Ph.D.  
děkan



  
Doc. Ing. Karel Noháč, Ph.D.  
vedoucí katedry

V Plzni dne 17. října 2011

## **Anotace**

*Bc. Elemír Habaj. Palivové cykly reaktorů 3. a 3+ generace pro nové jaderné zdroje.*

Diplomová práce je zaměřena na palivový cyklus jaderné elektrárny. První část popisuje jak vypadá jaderné palivo. Druhá část stručně popisuje celý palivový cyklus. Další dvě části podrobněji rozebírají zadní část palivového cyklu. Jedná se o skladování a další využití vyhořelého jaderného paliva. Poslední část je věnována novým jaderným zdrojům uvažovaným pro výstavbu v ČR. Je zde provedeno technicko - ekonomické zhodnocení palivového cyklu všech tří projektů.

## **Klíčová slova**

Palivový cyklus, jaderná elektrárna, jaderný reaktor, uran, obohacování, jaderné palivo, palivový soubor, mezisklad, trvalé úložiště, přepracování, transmutace, nové jaderné zdroje.

## **Abstract**

*Bc. Elemír Habaj. Fuel cycles for generation 3. and 3+ of Nuclear Power plant.*

The thesis is focused on fuel cycle for nuclear power plant. The first part describes what does look like nuclear fuel. The second part briefly describes whole fuel cycle. Next two parts in more detail describes a back - end of the fuel cycle. Acts about storage and next usage burnt out of the nuclear fuel. The last part is devoted to a new nuclear sources in view for build - up in Czech Republic. There is performed technical and economical evaluation of the fuel cycle of all three projects.

## **Key words**

Fuel cycle, nuclear power plant, nuclear reactor, uranium, enriched, nuclear fuel, nuclear fuel assembly, in - process store, permanent dumping ground, reprocessing, transmutation, new nuclear sources.

## **Prohlášení**

Předkládám tímto k posouzení a obhajobě diplomovou práci, zpracovanou na závěr studia na Fakultě elektrotechnické Západočeské univerzity v Plzni.

Prohlašuji, že jsem tuto diplomovou práci vypracoval samostatně, s použitím odborné literatury a pramenů uvedených v seznamu, který je součástí této diplomové práce.

Dále prohlašuji, že veškerý software, použitý při řešení této diplomové práce, je legální.

V Plzni dne 1.5.2012

Jméno příjmení

.....

## **Poděkování**

Tímto bych rád poděkoval vedoucímu diplomové práce Ing. Janě Jiříčkové, Ph.D. za cenné profesionální rady, připomínky a metodické vedení práce.

# Obsah

<b>OBSAH</b> .....	<b>8</b>
<b>SEZNAM SYMBOLŮ</b> .....	<b>10</b>
<b>1 ÚVOD</b> .....	<b>11</b>
<b>2 JADERNÉ PALIVO</b> .....	<b>12</b>
2.1 CO JE JADERNÉ PALIVO .....	12
2.2 PALIVOVÝ SOUBOR .....	12
2.3 PALIVOVÝ PROUTEK .....	12
2.4 PALIVOVÁ PELETKA .....	13
<b>3 PALIVOVÝ CYKLUS JADERNÉ ELEKTRÁRNY ETE</b> .....	<b>14</b>
3.1 TĚŽBA A ÚPRAVA URANU .....	15
3.2 OBOHACENÍ URANU .....	15
3.3 VÝROBA PALIVA.....	16
3.4 VYUŽITÍ JADERNÉHO PALIVA V REAKTORU .....	17
3.5 DOČASNÉ SKLADOVÁNÍ .....	18
3.6 TRVALÉ ULOŽENÍ .....	18
3.7 PŘEPRACOVÁNÍ A DALŠÍ VYUŽITÍ .....	18
3.8 DOPRAVA.....	19
<b>4 ZPŮSOBY ULOŽENÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA</b> .....	<b>19</b>
4.1 MEZISKLADY VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA .....	20
4.1.1 MOKRÉ TECHNOLOGIE SKLADOVÁNÍ.....	21
4.1.2 SUCHÉ TECHNOLOGIE SKLADOVÁNÍ .....	22
4.2 TRVALÉ ULOŽENÍ JADERNÉHO PALIVA .....	24
4.2.1 ULOŽENÍ DO STABILNÍ GEOLOGICKÉ FORMACE.....	25
4.2.2 DALŠÍ ZPŮSOBY TRVALÉHO ULOŽENÍ .....	26
4.3 ZPŮSOBY SKLADOVÁNÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA NA ETE.....	26
4.3.1 BAZÉNY SKLADOVÁNÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA.....	26
4.3.2 KONTEJNER CASTOR 1000/19.....	27
4.3.3 MEZISKLAD ETE.....	28
<b>5 MOŽNOSTI ZPĚTNÉHO VYUŽITÍ JADERNÉHO PALIVA</b> .....	<b>29</b>
5.1 PŘEPRACOVÁNÍ VYHOŘELÉHO JADERNÉHO PALIVA .....	30
5.1.1 ZÁKLADNÍ PRINCIP PŘEPRACOVÁNÍ.....	31
5.1.2 METODA PUREX.....	31
5.2 PARTITIONING PROCESY .....	32
5.2.1 PYROMETALURGICKÉ PŘEPRACOVÁNÍ VYHOŘELÉHO PALIVA .....	33
5.3 TRANSMUTAČNÍ TECHNOLOGIE .....	33
5.3.1 TRANSMUTAČNÍ TECHNOLOGIE ADTT .....	34
<b>6 TECHNICKO - EKONOMICKÉ ZHODNOCENÍ PALIVOVÉHO CYKLU PRO NJZ V ČR</b> .....	<b>37</b>
6.1 SPOLEČNÉ RYSY PROJEKTŮ .....	39
6.1.1 TĚŽBA A ÚPRAVA URANU .....	39
6.1.2 OBOHACOVÁNÍ.....	40
6.1.3 VYUŽITÍ V REAKTORU .....	41
6.1.4 DOČASNÉ SKLADOVÁNÍ A TRVALÉ ULOŽENÍ.....	41
6.1.5 DOPRAVA .....	42
6.2 PROJEKT MIR 1200 .....	43
6.2.1 KONSTRUKCE A VÝROBA PALIVA.....	44
6.2.2 DOČASNÉ SKLADOVÁNÍ.....	49



---

6.3	PROJEKT AP 1000.....	49
6.3.1	KONSTRUKCE A VÝROBA PALIVA.....	49
6.3.2	DOČASNÉ SKLADOVÁNÍ.....	51
6.4	PROJEKT EPR.....	53
6.4.1	KONSTRUKCE A VÝROBA PALIVA.....	53
6.4.2	DOČASNÉ SKLADOVÁNÍ.....	55
6.5	STANOVENÍ CENY PALIVA.....	56
6.5.1	PŘÍKLAD STANOVENÍ CENY PALIVA NA ETE.....	58
<b>7</b>	<b>ZÁVĚR.....</b>	<b>59</b>
<b>8</b>	<b>POUŽITÁ LITERATURA A WEBOVÉ ODKAZY.....</b>	<b>61</b>
	<b>PŘÍLOHY.....</b>	<b>1</b>

## Seznam symbolů

ADS	Accelerator Driven Systems (urychlovačem řízené systémy)
ADTT	Accelerator Driven Transmutation Technologies (urychlovačem řízené transmutační technologie)
AFR	Away From Reactor (mimo reaktor)
AGR	Advanced Gas cooled Reactor (pokročilý plynem chlazený reaktor)
AR	At Reactor (u reaktoru)
ATW	Accelerator Transmutation of Waste (urychlovačem prováděná transmutace odpadu)
BSVP	Bazény Skladování Vyhořelého Paliva
CANDU	CANada Deuterium Uranium
FA	Fuel Assembly (palivový soubor)
FBR	Fast Breeder Reactor (rychlý množivý reaktor)
GCR	Gas Cooled Reactor (plynem chlazený reaktor)
PHWR	Pressure High Water Reactor (tlakový, těžkou vodou chlazený reaktor)
PWR	Pressure Water Reactor (tlakovodní reaktor)
LWR	Light Water Reactor (lehkovodní reaktor)
NJZ	Nové Jaderné Zdroje
OS	Off the reactor Site (mimo reaktor v nezávislé lokaci)
RS	at the Reactor Site (v místě reaktoru)
SÚRAO	Správa Úložišť RadioAktivních Odpadů
SÚJB	Státní Úřad pro Jadernou Bezpečnost
SVJP	Sklad Vyhořelého Jaderného Paliva
SWU	Separation Work Unit (jednotka separační práce)
VVER	Vodo -Vodní Energetický Reaktor

# 1 Úvod

Energii, ať už ve formě jídla které jíme a tepla abychom v zimě nezmrzli, potřebuje lidstvo od samého počátku. V současné době je jednou z nejdůležitějších energie elektrická bez níž už by dnes lidstvo nemohlo existovat.

Elektrickou energii získáváme přeměnou z jiného typu energie jako je například kinetická, potencionální, tepelná. Na přeměně z tepelné energie je založena naprostá většina výroby elektrické energie, ať už je to spalování fosilních paliv jako uhlí, ropa, zemní plyn, spalování biomasy, nebo právě štěpením jader uranu.

U nás výroba elektrické energie stojí na uhelných elektrárnách, ale jak to bude vypadat v budoucnu až zásoby hnědého uhlí dojdou? Jak nahradíme uhelné elektrárny? Navíc spotřeba elektrické energie rok od roku stoupá a předpokládá se, že tento trend se v budoucnu nezastaví. Jednou z možností je elektřinu dovážet. Pak ale nastane otázka, kdo nám ji vyrobí a za kolik. Další možností by mohli být plynové a paroplynové elektrárny, do kterých bychom museli dovážet palivo ze zahraničí. Ještě máme možnost pustit se do výstavby obnovitelných zdrojů, jenže současné technologie nám jsou schopny poskytnout výkony v řádu jednotek až desítek MW<sub>e</sub> a my potřebujeme jednotky až desítky GW<sub>e</sub>. Navíc většina těchto zdrojů není schopná dodávat do elektrické soustavy stálý výkon po dobu celých 24 hodin. Takže jak tento závažný problém vyřešit? Odpověď není jednoduchá, přesto je tu ještě jedna možnost a to výroba elektrické energie v jaderných elektrárnách.

Jaderné elektrárny jsou spolehlivým, levným a ekologickým zdrojem. Jejich nevýhodou je především vysoká pořizovací cena a dlouhá doba výstavby. Naproti tomu mají velké výhody jako například: nízká cena vyrobené energie, dlouhá životnost, malá závislost ceny vyrobené energie na ceně paliva (uranu), neprodukují CO<sub>2</sub> ani další skleníkové plyny. Je to zdroj ekologický a šetrný k životnímu prostředí, protože jako jeden zmála se o své odpady stará a počítá s nimi od jejich vzniku po konečné uložení a to po dobu desítek až stovek tisíců let. Pro jádro také hovoří dostatečná zásoba paliva, která je ve světě odhadována na 80 až 100 let provozu. Pokud však uvážíme technologie přepracování vyhořelého jaderného paliva, které jsou už dnes zvládnuté a využívají se, může se tato doba výrazně zvýšit do řádů tisíců let. Navíc se předpokládá že, s nástupem reaktorů IV. generace se vyhořelé palivo využije ještě více než umožňují současné přepracovací technologie a sníží se i produkce radioaktivního odpadu.

Je zřejmé, že jaderná energetika ještě neodkryla všechny svůj potenciál a může poskytnout lidstvu dostatek času na vyřešení otázky výroby elektrické energie.

## 2 Jaderné palivo

Než začnu popisovat palivový cyklus jaderné elektrárny, tak krátce popíši co to vlastně jaderné palivo je, jak vypadá a z čeho se skládá palivový soubor.

### 2.1 Co je jaderné palivo

V jaderných elektrárnách po celém světě se používá palivo v různých formách, ale u tlakovodních reaktorů PWR, VVER a typů z nich odvozených bývá velmi podobné. Na jadernou elektrárnu Temelín nyní dodává palivo ruská společnost TVEL do obou bloků VVER 1000. Dříve palivo dodávala americká firma Westinghouse ze svého závodu v USA (Columbia, Jižní Karolína). Palivo se do elektrárny dodává v podobě palivových souborů.

### 2.2 Palivový soubor

Palivový soubor TVSA-T uvedený na *obrázku 1* je šestihranné konstrukce. Šestihranná konstrukce je výhodnější zejména proto, že lépe vyplní aktivní zónu reaktoru, která má tvar válce. Tento soubor umožňuje výměnu netěsných palivových proutků.

Soubor se skládá z:

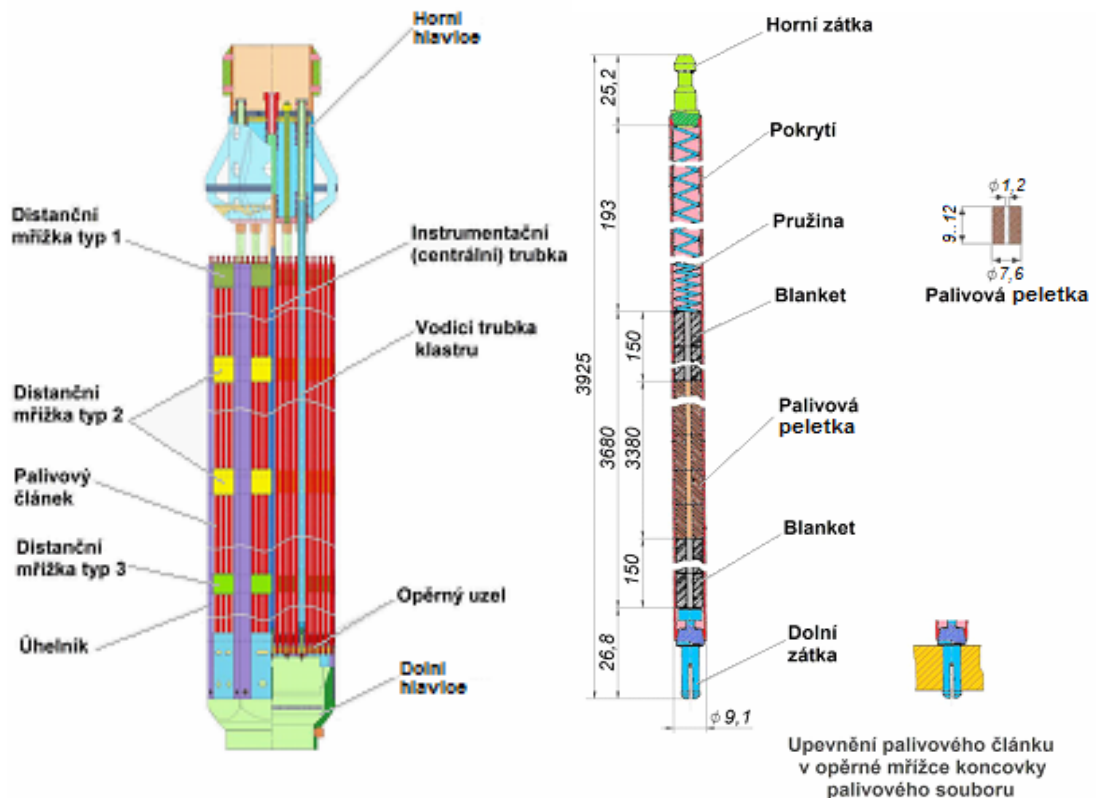
- **Horní hlavice (Horní nátrubek)** - slouží k manipulaci a také pro upevnění ve vertikálním směru. Hlavice zapadají do hnízd ve spodní části bloku ochranných trub a po utažení víka reaktoru zajišťuje i potřebný přítlak.
- **312 palivových proutků.**
- **Instrumentální (centrální) trubky** - zde může být umístěno vnitroreaktorové měření (teplota, neutronový tok).
- **18 vodících trubek klastru** - uvnitř se pohybuje řídicí orgán (klastr).
- **9 distančních mřížek** - slouží k vymezení vzdálenosti jednotlivých proutků do pravidelné trojúhelníkové mříže v horizontálním směru.
- **Dolní hlavice (Dolní nátrubek)** - zapadá do hnízd ve spodní desce aktivní zóny. [1,2]

### 2.3 Palivový proutek

Je to tenkostěnná trubka hermeticky uzavřená horní a dolní zátkou (*obr. 1*). Uvnitř pod horní zátkou se nachází pružina, která zabraňuje pohybu palivových pelet, ale umožňuje teplotní dilataci. Palivové peletky jsou shora i zdola obklopeny blanketem, který tvoří přírodní uran. Vnitřní prostor proutku je naplněn héliem pod tlakem. Materiál pokrytí je slitina označená E110. [1,2]

## 2.4 Palivová peletka

Palivová peletka (tabletky) TVSA-T uvedená na *obrázku 1* je malý váleček o délce 9 až 12 mm a průměru 7,6 mm. Uprostřed je otvor o průměru 1,2 mm. Toto je rozdíl od paliva Westinghous VVANTAGE-6, u kterého centrální otvor nebyl použit, ale obsahovalo pouze lehké „miskovité“ vybrání z čel válečku. Otvor uprostřed by měl zajistit lepší odvod tepla a také zabránit napuchání peletek, ale na druhé straně obsahuje méně paliva. Materiálové složení je keramický oxid uraničitý  $UO_2$  s obohacením do pěti procent uranem  $U^{235}$ , případně s obsahem vyhořívajícího absorbátoru gadolinia  $Gd_2O_3$  v palivovém proutku typu TVEG. U paliva VVANTAGE-6 byl použit jako vyhořívající absorbátor diborid zirkonia  $ZrB_2$ . Maximální teplota paliva typu TVEL je na počátku provozu  $1762\text{ }^{\circ}C$ , u typu TVEG (s vyhořívajícím absorbátorem) maximální teplota nepřekračuje  $1444\text{ }^{\circ}C$ . [1,2]



Obr. 1: Palivový soubor, palivový proutek a palivová peletka TVSA-T [1]

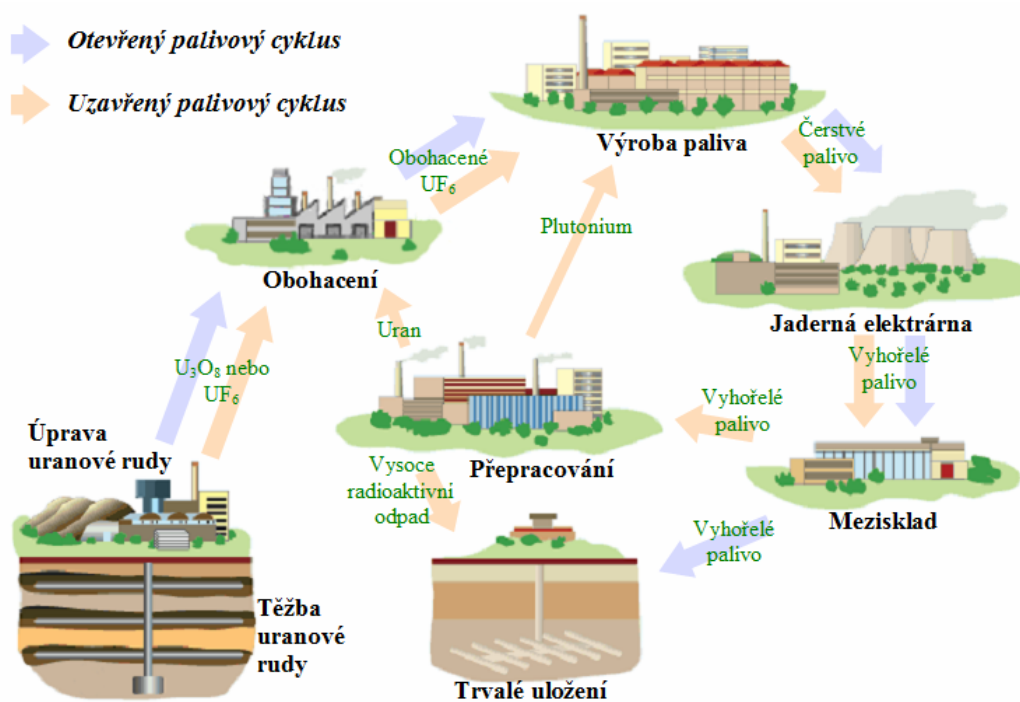
V reaktoru typu VVER 1000, V 320 (Temelínský reaktor) je umístěno 163 palivových souborů. Regulačních orgánů (klastrů) je zde 61 a jsou rozděleny do deseti skupin. 4 skupiny jsou řídicí a 6 odstavných. [2]

### 3 Palivový cyklus jaderné elektrárny ETE

Palivový cyklus jaderné elektrárny (*obrázek 2*) je označení pro veškeré operace, která jsou zapotřebí k tomu, aby bylo možné z jádra získat energii a poté se postarat o vyhořelé jaderné palivo. Je to proces, který začíná vytěžením uranu, poté následuje jeho úprava až do formy palivových souborů. Tyto operace označujeme jako *přední část palivového cyklu*. Dále je palivo energeticky využito v reaktoru a buď je palivový cyklus uzavřen přepracováním (uzavřený palivový cyklus), nebo se dále vyhořelé palivo považuje za odpad a je s ním podle toho zacházeno (otevřený palivový cyklus). Energetické využití v reaktoru je označeno jako *střední část palivového cyklu* a operace s vyhořelým palivem nazýváme *zadní částí palivového cyklu*.

Provozovatel jaderné elektrárny však nemusí zajistit celý cyklus sám, může si část cyklu koupit. Tento způsob používá většina provozovatelů z důvodu obrovských nákladů na výstavbu závodů na *konverzi* uranu, *obohacení* uranu a *fabrikaci* palivových souborů. Závody musí být dostatečně vytížené, protože například do jednoho temelínského bloku je zapotřebí okolo 22 tun paliva na rok (v Dukovanech ještě méně), což představuje 40 až 42 palivových souborů, obrovské investice v řádu tisíců miliard dolarů by se pro našich 6 bloků (2 x VVER 1000, 4 x VVER 440) nikdy nevrátily.

Strategii nákupu části palivového cyklu používá také náš jediný provozovatel jaderných elektráren tedy ČEZ pro elektrárnu Temelín i Dukovany. [3,4]



Obr. 2: Obecné schéma palivového cyklu jaderné elektrárny [48]

### 3.1 Těžba a úprava uranu

Těžba patří do přední části palivového cyklu. Uran je přírodní mírně radioaktivní prvek, který se vyskytuje nejen v horninách, ale lze ho nalézt i v mořské vodě nebo v černém uhlí. Zásoba uranu je asi 500 krát vyšší než zlata. Zdrojem uranu je tzv. uranová ruda, která obsahuje minimálně 0,1 % uranu, aby těžba byla ekonomicky efektivní. Nejběžnější uranovou rudou, která se těží, je smolinec.

Uranové rudy se těží jak v povrchových, tak v hlubinných dolech. Rozhodující bývá hloubka, ve které se naleziště nalézá, bezpečnost, ekologie a především ekonomika. Povrchová těžba se používá tam, kde se naleziště nachází pod povrchem zpravidla do 120m. Hluběji se ruda získává hlubinnou těžbou. Uranová ruda se často těží sekundárně s jinou surovinou jako například smolinec bývá často přítomen v nalezištích stříbra.

Největší zásoby uranu mají paradoxně země, které ho pro výrobu elektrické energie využívají jen minimálně. Jsou to především Austrálie, Kanada, JAR, Niger a Rusko. Výjimku tvoří Kanada, která využívá uran do reaktorů na přírodní uran tzv. CANDU. Největší zásobou disponuje Austrálie 30 %, avšak Austrálie je protiatomová a uranovou rudu těží především sekundárně ve stříbrných dolech. U nás se uran těžil na Jáchymovsku, v Příbrami, Stráži pod Ralskem a Dolní Rožínce. Nyní se omezeně těží pouze v Dolní Rožínce a objem těžby je okolo 400 tun ročně, což zhruba pokrývá roční spotřebu obou jaderných elektráren.

V úpravě je vytěžená ruda rozemleta na jemný prášek a ten je dále vyluhován roztokem kyseliny sírové. Poté se nechá roztok vysrážet a vznikne tak koncentrát oxidu uranu ( $U_3O_8$ ) žluté barvy tzv. žlutý koláč, anglicky yellow cake. Pro potřeby obohacení je potřeba  $U_3O_8$  konvertovat na  $UF_6$  buď v jiném zařízení, nebo až v obohacovacím závodu. [3,5,6,7]

### 3.2 Obohacení uranu

Takto upravený přírodní uran obsahuje 99,3 % izotopu  $U^{238}$ , stopové množství  $U^{234}$  a pouze 0,7 % štěpitelného izotopu  $U^{235}$ . Pro využití v tlakovodních reaktorech PWR, VVER je potřeba toto množství zvýšit a obohatit tak přírodní uran izotopem  $U^{235}$ . Přírodní uran mohou přímo použít jen reaktory typu CANDU, které používají jako moderátor těžkou vodu. U lehkovodních typů reaktorů se obohacení pohybuje okolo 3 - 5 %.

Zvýšení podílu izotopu  $U^{235}$  se děje v obohacovacích závodech. Obohacovací proces je velmi složitý, nákladný a také energeticky náročný. Obohacování se provádí se vsázkou plynného hexafluoridu uranu ( $UF_6$ ), ze kterého v průběhu vzniknou dva díly. Jeden menší díl obohaceného uranu a druhý větší díl ochuzeného uranu, který už nemá velké

využití. Při procesu obohacování do 5 % bývá tento poměr přibližně 1 : 9, to znamená, že na jednu tunu takto obohaceného uranu potřebujeme okolo 10 tun přírodního uranu.

Existuje více metod, kterými lze obohacování provádět. Protože oba izotopy U238 a U235 jsou si chemicky i fyzikálně velmi podobné, je jejich oddělení dosti náročné. Současnými technologiemi je nejsme schopni oddělit zcela dokonale. V praxi se používají pouze difuze a centrifugace. Tyto metody využívají rozdílné hmotnosti obou izotopů. Rozdíl je pouze 0.8 % mezi izotopy U235 a U238. Tento malý rozdíl ale postačuje k oddělení obou izotopů.

- **Difuze** - používá princip průchodu plynu porézní přepážkou, která více zpomaluje těžší molekuly a lehčí prochází rychleji. Protože je rozdíl v hmotnostech izotopů tak malý, je zapotřebí tento postup opakovat. Ve funkčním zařízení jsou umístěny stovky kaskád jednotlivých separačních stupňů.
- **Centrifugální separace** - nebo také odstředivá separace rovněž využívá rozdíl hmotností izotopů. V tzv. centrifuze, která je roztočena do vysokých otáček dochází k oddělování molekul díky rozdílnému momentu hybnosti. Toto zařízení pracuje dosti efektivně i pro hmotné částice, které mají malé rozdíly hmotností a jeho účinnost je velmi závislá na otáčkách. Tato metoda je dnes nejpoužívanější při obohacování. Je ovšem nezbytné použití stovek až tisíců kaskád centrifug, ale i přesto je energetická náročnost nižší než u difuze.

Další metody obohacování:

- **Elektromagnetická separace** - i tato metoda je založena na rozdílu hmotnosti izotopů. Princip spočívá v tom, že letící elektricky nabitě částice (ionty) jsou oddělovány pomocí elektromagnetického pole, které způsobí zakřivení jejich dráhy s ohledem na jejich hmotnost. Tato metoda má sice vynikající separační schopnosti, ale je schopna pracovat jen s velmi malými množstvími a je velmi energeticky náročná.
- **Ionizace laserem** - spočívá na principu, že velmi jemně laděný laser svým zářením excituje jen plynné atomy jednoho z izotopů. Excitovaný izotop lze následně oddělit elektromagneticky nebo chemicky. Tato metoda je v pokročilém stádiu vývoje a počítá se, že nahradí stávající technologie. [5,6,8]

### 3.3 Výroba paliva

Výroba paliva, jinak také fabrikace, je poslední operací přední částí palivového cyklu a předchází zavezení palivových souborů do jaderného reaktoru. Do tohoto závodu se dopraví speciální nádoby s obohaceným uranem ve formě hexafluoridu uranu (UF<sub>6</sub>). Zde se tento plyn



konvertuje na pevný oxid uraničitý ( $\text{UO}_2$ ) a vytvoří se z něho palivové peletky popsané v kapitole 2.4. Používá se k tomu proces zvaný slinutí při teplotě vyšší jak  $1700\text{ }^\circ\text{C}$ . Z těchto peletek se sestrojí palivové proutky popsané v kapitole 2.3 a nakonec se z proutků sestaví palivový soubor popsáný v kapitole 2.2. Ve fabrikačním závodě se může rovněž zpracovávat plutonium, které vzniká při přepracování vyhořelého jaderného paliva. [3,5,6]

### 3.4 Využití jaderného paliva v reaktoru

Označováno též jako střední část palivového cyklu. V jaderném reaktoru se z paliva uvolní energie štěpením izotopu uranu  $\text{U}235$ . Jádra  $\text{U}235$  se štěpí pomalými tzv. tepelnými neutrony. Při jednom štěpení se uvolí značné množství energie přibližně o hodnotě  $215\text{ MeV}$  a 2 až 3 rychlé neutrony v průměru. Tyto rychlé neutrony se mohou zpomalit v moderátoru a štěpit další jádro  $\text{U}235$ , nebo také zasáhnout jádro izotopu  $\text{U}238$  a vznikne nám plutonium  $\text{Pu}239$ .  $\text{Pu}239$  je také štěpitelný materiál, takže tímto způsobem si reaktor část paliva vyrobí sám. Pomocí štěpení  $\text{Pu}239$  se vyrobí až jedna třetina z celkově uvolněné tepelné energie. Moderátor je látka s vhodným mikroskopickým účinným průřezem. Moderace probíhá srážkami neutronů s molekulami dané látky a tím se neutrony zpomalí na potřebnou rychlost pro štěpení. Tento princip se využívá u tlakovodních i varných typů reaktorů, které jsou vodou chlazené a zároveň i moderované.

Takto získaná tepelná energie se odvádí právě v chladivu a následně se předá dále. Pak už je princip shodný s výrobou elektrické energie v klasických tepelných elektrárnách. Vyrobí se pára, která projde turbínou a předá jí svou energii (tepelná energie se mění na kinetickou). Turbína je spojena s generátorem, který je na stejné hřídeli a generátor vyrábí elektrickou energii (kinetická energie se mění na elektrickou).

V průběhu kampaně, kdy je z paliva uvolňována energie, se jeho obsah mění. Před zavezením paliva do reaktoru je palivo složeno z izotopu uranu  $\text{U}235$  (3 - 5 %) a zbytek tvoří izotop  $\text{U}238$ . Obsah izotopu uranu  $\text{U}235$  se za 3 až 5 let využití zmenší z původního 3 až 5 % na 1 %. Objeví se zde ale nové prvky, jako je plutonium  $\text{Pu}239$  (1 %) plus další produkty štěpení (izotopy Cs, Sr, I, Tc a další) a transurany (izotopy Pu, Am, Cm, Np a další), které mají dohromady zastoupení okolo 4 %. Zbytek tvoří izotop uranu  $\text{U}238$ .

Část těchto izotopů je nestabilních, proto se dále rozpadají a uvolňují tepelnou energii. Při tomto radioaktivním rozpadu ještě vzniká tzv. ionizující záření (alfa, beta). Některé z těchto prvků dosáhnou stabilní formy až po stovkách tisíců let. Díky tomuto procesu je nutné z palivových souborů dále odvádět teplo a odizolovat je od okolního prostředí. [4,5,8]

### 3.5 Dočasné skladování

Umístění vyhořelého jaderného paliva do meziskladu je první operací zadní části palivového cyklu. Palivo se bezprostředně po vytažení z aktivní zóny reaktoru přesune pod vodu do bazénu vyhořelého jaderného paliva. Tento mezisklad je založen na mokré technologii skladování, která je pro čerstvě vytažené palivo nejvhodnější. Technologie mokrého skladování pro čerstvě vyhořelé palivo je vhodná především proto, že poskytuje dobrý odvod zbytkového tepla, zajišťuje stínění a umožňuje snadnou vizuální kontrolu.

Když je palivo dostatečně vychladlé, je možné ho přemístit do přepravních kontejnerů a poté je převezeno do dalšího meziskladu, který může využívat různou technologii skladování. Pro volbu této technologie musíme vědět, co z vyhořelým palivem chceme dále dělat. Můžeme ho považovat za odpad a tím pádem se ho chceme zbavit, nebo si řekneme, že ještě obsahuje dost energie a tak budeme chtít přepracovávat. Skladování v meziskladech nám také poskytuje čas na rozmyšlenou, jak s vyhořelým palivem naložíme. V meziskladech je dnes uloženo veškeré vyhořelé palivo. [5,9]

### 3.6 Trvalé uložení

Je součástí zadní části palivového cyklu a definitivně řeší problém co s vyhořelým jaderným palivem. V průběhu let byly analyzovány různé možnosti jak s tímto odpadem naložit. Jednalo se o více či méně efektivní metody od ukládání do hlubných vrtů a do vrtů na dně moří až k vystřelení odpadu do vesmíru. Jenže těmito metodami by byl jaderný materiál nenávratně ztracen. Proto bylo zvoleno trvalé hlubinné uložení ve stabilní geologické formaci. Tento způsob ponechává možnost uložení materiál znovu vyzvednout a použít. [5,6]

### 3.7 Přepracování a další využití

Možnost částečně uzavřít palivový cyklus je v současnosti možná pouze přepracováním vyhořelého paliva. V přepracovacím závodě je palivo zbaveno především štěpných produktů a recyklováno k opětovnému použití v současných jaderných reaktorech. Ovšem musíme brát v potaz to, že palivo bylo ozářené a obsahuje štěpitelné plutonium Pu239. Proto s ním musíme zacházet odlišně a i reaktor musí být na recyklované palivo upraven. I toto řešení je jen částečné, protože se počítá s trvalým uložení zbytků vzniklých při přepracování.

Příslib lepšího využití vyhořelého paliva poskytují transmutační technologie použité v reaktorech IV. generace. Je to například reaktor s kapalnými solemi, který je řízen urychlovačem, nebo několik typů rychlých reaktorů. [5]

### 3.8 Doprava

Nedílnou částí palivového cyklu je ovšem i doprava. Doprava mezi operacemi v přední části palivového cyklu není tak náročná jako přeprava již ozářeného radioaktivního materiálu (pokud neuvažujeme přepravu po přepracování). K přepravě vyhořelého jaderného paliva se používají kontejnery s velmi odolnou konstrukcí, aby i při případné nehodě zabránily poškození palivových souborů a úniku radioaktivních látek do atmosféry. Kontejnery jsou navrženy tak, aby přežily i extrémní situace, jako pád letadla nebo náraz lokomotivy. Jejich konstrukce bývá z betonu či kovů. Většina provozovatelů jaderných elektráren se dlouhým transportům vyhýbá stavbou meziskladů přímo v areálu elektráren. Samozřejmě tím snižují i náklady na přepravu. [5]

## 4 Způsoby uložení vyhořelého jaderného paliva

Radioaktivní odpady vznikají během celého palivového cyklu, proto radioaktivním odpadem není pouze palivo. Přímo v jaderných elektrárnách vzniká nízko, středně i vysoce radioaktivní odpad. Vysoce radioaktivní odpad v jaderných elektrárnách je pouze vyhořelé jaderné palivo. Další vysoce radioaktivní odpad vzniká recyklováním v přepracovacích závodech.

O veškerý radioaktivní odpad je bezpodmínečně nutné se postarat a zamezit jeho působení na člověka, nebo životní prostředí po velmi dlouhou dobu. Tato povinnost je v ČR zanesena v zákoně číslo 18/1997 Sbírky, který se také označuje jako Atomový zákon. Atomový zákon říká, že za regulaci a dohled nad radioaktivními odpady zodpovídá Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB). Dále ustanovuje státní organizaci Správa úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO), která zodpovídá za bezpečné ukládání všech radioaktivních odpadů.

Původce těchto odpadů je zejména povinný zaplatit veškeré náklady spojené s uložením. Další povinností je, že musí radioaktivní odpad předat do úložiště v odpovídajícím stavu a za odpovídajících podmínek, které jsou pro dané úložiště schváleny. V ČR je odpovědný provozovatel jaderných elektráren společnost ČEZ.

Při ukládání těchto nebezpečných odpadů je kladen nejvyšší důraz právě na bezpečnost. Bezpečnost je zajištěna jednak vlastní konstrukcí úložiště a pak jeho provozem podle předem stanovených režimů a podmínek. Je kontrolována sadou kontrolních mechanismů. [10,11,12]

## 4.1 Mezisklady vyhořelého jaderného paliva

Všechny jaderné elektrárny potřebují vyhořelé, ale i čerstvé palivo nějak skladovat. Ke skladování vyhořelého jaderného paliva slouží právě mezisklady. Mezisklady vyhořelého jaderného paliva jsou považovány za jaderné zařízení a z tohoto důvodu se na jejich výstavbu, provoz a konečnou likvidaci vztahují přísné podmínky zahrnuté v legislativě. Je nutné prokázat, že mezisklad nebude mít negativní vliv na životní prostředí ani na bezpečnost obyvatelstva. Tento proces je tedy podobný procesu schvalování výstavby samotné jaderné elektrárny.

Stejně jako u jaderných elektráren zde platí princip ochrany do hloubky. To znamená, že vytváříme vícenásobné bariéry zaručující hlavně stínění a těsnění. Dále musí vyhovovat legislativním opatřením jaderné bezpečnosti uvedené v atomovém zákoně. U skladů vyhořelého paliva je obecně nejpřísněji dohlíženo na podkritičnost (nesmí dojít k štěpné řetězové reakci), stínění, těsnost a odvod zbytkového tepla.

Mezisklady vyhořelého jaderného paliva můžeme podle lokalizace rozdělit na dva druhy:

- **AR (u reaktoru)** - tento typ meziskladu používá mokrou technologii skladování a mají ho všechny dodnes zbudované jaderné reaktory. Je umístěn v sousedství reaktoru a podílí se na jeho provozu. Je znám také pod názvem bazény skladování vyhořelého jaderného paliva.

Kapacita skladů u reaktoru přestala být dostatečná díky prodlužování životnosti jaderných elektráren a proto vznikl další typ meziskladů:

- **AFR (mimo reaktor)** - mezisklady mimo reaktor mohou používat mokrou i suchou technologii skladování. Jsou budovány jako tzv. **RS sklady** (v místě reaktoru), které poskytují rozšířenou kapacitu AR skladu (u novějších reaktorů není možné zbudovat kvůli ochranné obálce - kontejmentu), nebo jsou nezávislé na provozu reaktoru a jeho AR skladu (v areálu jaderné elektrárny). Další způsob výstavby jsou tzv. **OS sklady** (mimo reaktor v nezávislé lokaci). Tento typ skladů používá převážně mokrou technologii skladování a většinou se nachází v přepracovacích závodech. Zbytek skladů tohoto druhu se používá jako centrální úložiště pro více elektráren a může používat suchou i mokrou technologii skladování.

Tyto dvě technologie umožňují skladování vyhořelého paliva po dobu nutnou k tomu, aby jejich zbytkové teplo i radioaktivita klesly na úroveň, která dovolí přepracování nebo konečné

uložení. Tato doba se pohybuje v řádu desítek let. Proto je nutné, aby obalový plášť paliva odolal manipulaci i vnějším vlivům úložiště, zejména korozi. Dále musí minimalizovat unikání radioizotopů do okolí a dovolit opětovné vyjmutí k přepracování, případně k využití v nových typech reaktorů nebo trvalému uložení. [3,4,13,14]

#### 4.1.1 Mokré technologie skladování

Mokré technologie skladování vyhořelého paliva se používají od počátků komerční výroby elektrické energie v jaderných elektrárnách. Tyto bohaté zkušenosti, nabyté z více než 40 let provozu, jsou zúročeny v projektování nových jaderných elektráren. Mokré technologie se osvědčily především bezpečností z pohledu radiační ochrany před ionizujícím zářením. Je to dosud nejrozšířenější způsob skladování a většina vyhořelého paliva je uchovávána právě v těchto bazénech.

Bazény vyhořelého jaderného paliva jsou zaneseny přímo v projektu reaktorového bloku a v současné době jsou umisťovány převážně do kontejmentu. Jsou tak zbudovány ještě před prvním spuštěním jaderné elektrárny a stávají se velmi důležitými při provozu.

Mokrý způsob je vhodný především pro skladování čerstvě vyhořelého paliva díky velmi dobré schopnosti odvodu tepla a také poskytuje radiační stínění. Během 8 až 12 měsíců je palivo vychladlé na úroveň umožňující manipulaci a je možné ho přepravit do přepracovacího závodu, kde je před samotným přepracováním dále skladováno v bazénech. Pokud není palivo určeno k přepracování, tak je ponecháno v AR meziskladu, nebo je přepraveno do AFR skladu.

Konstrukce bazénů bývá velmi podobná. Jedná se o betonovou šachtu vystlanou nerez ocelí a naplněnou demineralizovanou vodou. Do vody se přidávají příměsi (zejména kyselina boritá) z důvodu zvýšení bezpečnosti před vznikem řetězové štěpné reakce. Uvnitř bazénu je umístěna mříž, která slouží nejen k vymezení vzdálenosti mezi palivovými soubory, ale také je od sebe stíní a tím zajišťuje podkritický stav. Materiál, ze kterého je tato mříž vyrobena bývá hliník nebo ocel. Pokud chceme zvýšit hustotu této mříže, použijeme materiál s příměsí bóru. Voda v bazénu má dvě funkce:

- **Odvádí teplo** - je potřeba zajistit cirkulaci vody přes okruh chlazení.
- **Zajišťuje stínění** - sloupec vody nad palivovými soubory značně omezuje průnik ionizujícího záření do okolí.

Výhodou uskladnění ve vodě je také snadná vizuální kontrola jak stěn bazénu, tak palivových souborů. Na stěnách bazénu i na palivových souborech může vznikat koroze a tím se mohou odlupovat částičky materiálu. Proto je třeba vodu čistit, aby nedocházelo

k usazování sedimentů nebo tvorbě kalů. Při větším poškození stěn nebo dna bazénu by bylo nezbytné provést opravu. Kdyby došlo k většímu poškození palivového souboru, tak je nutné ho umístit do hermetického pouzdra či kontejneru. Toto platí i pro soubor poškozený přímo při provozu v reaktoru.

Hlavní výhody mokrého skladování jsou tedy: výborné chlazení a stínění, snadná vizuální kontrola, přístupnost palivových souborů a snadná manipulace s nimi.

Mezi nevýhody zařazujeme především: technickou i finanční náročnost výstavby, nutnost instalace aktivních systémů na čerpání, chlazení a chemickou úpravu chladícího média, tvorbu určitého množství sekundárních radioaktivních odpadů, energetickou náročnost. [4,13,14]

#### 4.1.2 Suché technologie skladování

V posledních letech se ve výstavbě nových meziskladů vyhořelého jaderného paliva stále více prosazuje suchý způsob skladování. Jeho nevýhodou jsou vyšší investiční náklady než u mokrých technologií, ale tyto náklady se dají rozložit do delšího časového období podle skladovacích nároků daného jaderného zařízení. Toto rozložení nákladů je možné například u kontejnerů a postupné výstavby modulů sklípkového typu skladů nebo betonových sil. Další nevýhody jsou především nesnadný přístup k uskladněným souborům a z toho plyne obtížná kontrola stavu, vyšší teploty u některých technologií suchého skladování.

Naopak velikou výhodou je použití pasivního systému chlazení, který odvádí teplo přirozeně prouděním a vedením. To znamená že, nepotřebuje ke svému provozu el. energii. Další velmi významnou výhodou je to, že při provozu neprodukují žádné radioaktivní odpady. Tyto sklady potřebují pro svůj provoz jen minimum personálu.

Díky různým požadavkům na ukládání vyhořelého paliva jednotlivých jaderných elektráren vznikly v průběhu několika let různé konstrukce zařízení pro suché ukládání. Lze je dělit do dvou základních skupin:

- **Jednoúčelové** - jsou to buď betonové nebo kovové kontejnery, které však slouží pouze k jednomu účelu (přepravě, skladování, trvalému uložení). Další jednoúčelová zařízení jsou **kryptové systémy** a **sila**.
- **Duální a multifunkční** - do této kategorie opět patří betonové nebo kovové kontejnery, ale zároveň zajišťující transport, skladování, případně i konečné uložení. V případě, že zajišťuje jen skladování a transport, tak se jedná o duální systém. Pokud všechny tři funkce jde o multifunkční systém.

Ve všech systémech tohoto typu je vyhořelé palivo hermeticky uzavřeno a dobře odstíněno. Chlazení je provedeno cirkulací vzduchu kolem stěn nádoby a jen výjimečně se používá nuceného oběhu. Aby bylo palivo možné takto skladovat, musí být zchlazeno na dostatečnou úroveň v bazénech vyhořelého jaderného paliva.

Typy systémů používající suchou skladovací technologii:

- **Kontejnerové sklady**

Tyto skladovací kontejnery vyrobené z kovu vznikly z přepravních kontejnerů. Mají velmi silné stěny zabezpečující především stínění, hermetičnost a také ochranu proti mechanickému poškození. Proces plnění palivovými soubory probíhá pod vodou, která se po naplnění kontejneru odčerpá. Vnitřek nádoby se vakuově vysuší a napustí inertním plynem. Podkritičnosti je zde dosaženo jednak vhodným geometrickým uspořádáním vnitřního koše a také použitím oceli nebo hliníku s příměsí absorpčního materiálu (bóru). Chlazení palivových souborů je způsobeno jak vedením tepla plynem, tak především vnitřním košem a stěnami do okolí. Aby se zlepšil odvod tepla ze stěn, používá se často žebrování na vnější straně. Neutronové záření pohlcuje buď speciální vnější vrstva nebo absorpční tyče zasunuté vertikálně do stěn. Gama záření je odstíněno samotnými stěnami kontejneru.

Takto zkompletované kontejnery lze postavit na volné prostranství nebo se umístí do budovy. Největší předností skladování v budovách je, že na kontejner nepůsobí povětrnostní vlivy včetně slunečního záření a prodlužuje se tak jeho životnost. Stěny budovy navíc poskytují dodatečné stínění a snižují tak radiační zátěž v okolí. Budova dále poskytuje fyzickou ochranu. Výstavba a údržba budovy s sebou samozřejmě nese nemalé finanční náklady, které tento způsob skladování dále prodražují.

- **Transportní a skladovací kontejnery**

Některé kontejnery jsou navrženy tak, aby splňovaly podmínky pro přepravu i skladování (dvojúčelové kontejnery). Jsou to například kontejnery typu CASTOR, které jsou navrženy tak, že je lze naplnit, vysušit a zabezpečit přímo na reaktorovém sále. Dále umožňují přepravu do suchého meziskladu a skladování zde. Takto se ušetří překládka z transportního do skladovacího kontejneru.

- **Multifunkční kontejnery**

Další směr vývoje skladovacích kontejnerů je systém víceúčelových nádob vyvinutý v USA (tzv. Multi Purpose Canister). Myšlenka spočívá v tom, že pro každou operaci potřebujeme odlišné vlastnosti obalového kontejneru. Základ tvoří tenkostěnná kovová nádoba, do které se umístí palivové soubory. Tato nádoba se vloží do tzv. přebalu, který je pro přepravu kovový, pro skladování betonový a pro konečné uložení opět kovový. Tento systém

omezí počet manipulací s palivovými soubory pouze na jednu. Za další výhody považujeme zjednodušení údržby a optimální využití vlastností materiálů přebalu.

- ***Kobkové sklady***

Kobkové sklady, nebo také kryptové sklady, jsou vlastně betonové zásobníky se skladovacími dutinami a bývají usprádaný modulárně. To znamená, že se dají jednoduše rozšiřovat a jejich kapacita nemusí být zbudována najednou. Jednotlivé skladovací dutiny mohou obsahovat jeden nebo i více palivových souborů. Každý soubor je umístěn do kovové trubky, hermeticky uzavřen a vnitřek trubky naplněn inertním plynem. Takto připravené články se umísťují do dutin a často bývají vybaveny systémem monitorování těsnosti. Chlazení je v naprosté většině zajištěno přirozenou cirkulací vzduchu, ale může být použit i nucený oběh. Kobky mohou být umístěny nad i pod úrovní okolního terénu. Velkou výhodou tohoto systému ukládání je nízká teplota skladovaných palivových souborů a při větším množství jsou nižší celkové náklady na uskladnění. Do nevýhod především zařazujeme obtížnou dostupnost uskladněných článků a také nutnost překládky vysoce radioaktivního paliva přímo ve skladu. Překládka z přepravních kontejnerů do hermetických trubek a ukládání do skladovacích dutin se provádí pomocí dálkově ovládaných zařízení.

- ***Sila a betonové krypty***

Prakticky se jedná o jednu izolovanou buňku kobkového systému skladování. Je to betonová šachta s otvorem, do níž se vkládají články s palivovými soubory nebo ocelové sudy s vyhořelým palivem. Po naplnění je otvor uzavřen a hermeticky utěsněn. Kovový obal článku nebo sud opět zajišťuje hermetičnost a ochranu před mechanickým poškozením. Beton slouží k odstínění od okolí. Chlazení se provádí přirozenou cirkulací vzduchu proudícího speciálními kanály. Tento způsob skladování se téměř nepoužívá. [3,4,13,14]

## **4.2 Trvalé uložení vyhořelého jaderného paliva**

S problémem co dělat s vyhořelým palivem se potýkají všechny země provozující jaderné elektrárny a týká se to i zemí, které již využívají přepracování, nebo o něm uvažují. Cílem trvalého uložení je odizolovat a zabezpečit vysoce radioaktivní materiál, včetně vyhořelého jaderného paliva, od životního prostředí na dobu potřebnou k tomu, aby se jeho radioaktivita snížila na úroveň přirozeného pozadí. Tato doba je však velmi dlouhá a odhaduje se na desítky až stovky tisíc let. Proto musíme brát v úvahu zamezení nahodilého přístupu budoucím generacím, je však žádoucí ponechat si možnost vyzvednutí uloženého obsahu pro případné využití nově objevenými technologiemi. Jedním z problémů tohoto způsobu ukládání je velký objem palivových souborů, který lze řešit rozebráním. Při rozebrání se od



sebe oddělí aktivní materiál a součásti konstrukce popsané na *obrázku 1*. Výsledná komprese objemu může u lehkovodních reaktorů dosáhnout až desetinásobku. [3,4,13]

#### 4.2.1 Uložení do stabilní geologické formace

Po uvážení všech kritérií se jako nejperspektivnější jeví hlubinné ukládání ve stabilní geologické formaci a většina zemí už s tímto způsobem ukládání v budoucnu počítá. Zařízení, která budou budována, musí bránit úniku radioaktivních látek sekvencí inženýrských bariér, které zajistí trvalou izolaci uloženého materiálu od biosféry po dobu desítek tisíc let. Výběr lokality pro vybudování hlubinného úložiště není jednoduchá záležitost a vyžaduje rozsáhlých průzkumů především geologie, geofyziky, geochemie, hydrologie. Další oblast průzkumu se týká seismicity, tektoniky a dalších. Výzkumy ukázaly, že pro hlubinná úložiště se nejvíce hodí geologické formace tvořené jíly, solemi, magmatity a pyroklastické horniny. Tyto horniny mají vhodné fyzikální i chemické vlastnosti. Splňují požadavky na stabilitu, kompaktnost a z toho plynoucí minimální průtok podzemní vody. V současné době probíhá v Německu a v USA ověřování projektů ukládání do solných formací. Velmi pokročilý je také výzkum v Kanadě a Švédsku, kde se ověřuje ukládání do krystalických hornin. Belgie zkoumá možnost ukládání do jílovcových formací. Mezi další země provádějící výzkum se řadí Francie, Španělsko, Indie a také Česká republika.

Inženýrskou bariérou je samotná konstrukce úložiště. Další z těchto bariér je skladovací kontejner, na který jsou kladeny odlišné požadavky než na kontejnery sloužící pro přepravu a skladování v meziskladu. Musí zajistit nejen velmi dobré stínění, ale také těsnost po velmi dlouhou dobu a to i v případě, že se dostanou do kontaktu s podzemní vodou. Pro konstrukci těchto kontejnerů jsou vhodné materiály, které dobře odolávají korozi jako je měď, titan, nerezová ocel nebo různé slitiny. Dále se dají využít i běžné kovy jako je ocel či litina pokud bude jejich stěna dostatečně silná. Zkoumá se i použití betonu, polyetylenu a dalších materiálů.

Další bariéru proti úniku radioaktivních látek tvoří tzv. tlumící materiál, jenž vyplňuje prostor mezi pláštěm kontejneru a stěnou úložiště. K tomuto účelu se dá použít jíl, který poskytne mechanickou podporu a navíc zabrání průtoku podzemní vody. Další výhodou jílu bentonického typu je, že při kontaktu s vodou zvětší svůj objem a tím vyplní dutiny kolem kontejneru. Stejný materiál se také použije při uzavření skladovacích prostor těsníci zátkami, které se tímto oddělí od přístupových chodeb. [4,13]

## 4.2.2 Další způsoby trvalého uložení

Když se v minulosti uvažovalo jakým způsobem se bude nakládat s vyhořelým palivem, zrodilo se mnoho návrhů, jak bude o tento vysoce radioaktivní odpad postaráno. Většina z těchto návrhů byla později zavržena především z etických, ekologických a technických důvodů. Tyto dnes již nepřijatelné návrhy byli například:

- **Ukládání mimo zemi** - jednalo by se o vystřelení vyhořelého paliva pomocí rakety do meziplanetárního prostoru nebo do slunce.
- **Ukládání do ledovců nebo věčně zmrzlé půdy**
- **Ukládání do vrtů v subdukčních zónách** - vyhořelé palivo by se umístilo do takové vrstvy zemské kůry, kde se jedna litosférická deska podsouvá pod druhou (tzv. subdukční zóny). Tím lze očekávat další posun paliva hlouběji pod povrch.
- **Ukládání do mořského dna** - byla uvažována hloubka několik desítek až stovek metrů pod dnem hlubšího oceánu.
- **Ukládání do hlubinných vrtů** - vrty hluboké okolo deseti kilometrů.

Většina z těchto navrhovaných způsobů ukládání vyhořelého paliva by způsobila to, že by byl tento pořad ještě veliký zdroj energie nadobro ztracen. Proto se ukázalo, že nejlepším řešením je koncept ukládání do stabilní geologické formace. [4,15]

## 4.3 Způsoby skladování vyhořelého jaderného paliva na ETE

Pro představu, jak vypadá zadní část palivového cyklu, zde uvedu konkrétní řešení tohoto cyklu pro projekt VVER 1000 aplikované na bocích Temelín 1 a 2.

### 4.3.1 Bazény skladování vyhořelého jaderného paliva

Tyto bazény skladování vyhořelého paliva (BSVP) jsou umístěny přímo v kontejmentu, vedle šachty reaktoru a jsou tedy neoddělitelně spojeny s jeho provozem. Vedle BSVP je dále umístěna šachta transportního kontejneru, která slouží jak pro zavezení čerstvého paliva, tak pro vyvezení dostatečně „vychladlého“ vyhořelého paliva. Konstrukce BSVP se skládá z betonové šachty, která je vystlaná dvěma vrstvami obložení. Vnější vrstva je z uhlíkaté oceli a vnitřní z nerezové oceli. Prostor mezi těmito vrstvami je sledován systémem kontroly úniku.

Systém BSVP má tvar hranolu a skládá se ze tří skladovacích sekcí (TG21B01 až B03), kde rozměr sekcí B01 a B03 je 441x621 cm, sekce B02 je 441x291 cm. Dna BSVP jsou na kótě +20,7 m a horní hrany mají kótu +36,9 m, to znamená, že výška BSVP je 16,2 m.

Hladina vody s příměsí kyseliny borité je udržována automaticky na 792 - 804 cm v režimu „plnění BSVP“ a při režimu „výměny paliva“ na 1535 - 1552 cm. Objem všech tří sekcí BSVP se pohybuje za provozu okolo 550 m<sup>3</sup>. Při výměně paliva se zaplňuje i šachta transportního kontejneru a celkový objem je zhruba 1196 m<sup>3</sup>. Pracovní teplota vody nesmí za jakéhokoliv stavu překročit 58 °C. Uvnitř BSVP je umístěna kompaktní mříž sloužící k ukládání palivových souborů, která má celkovou kapacitu 702 hnízd. Z tohoto počtu je 677 hnízd určeno pro ukládání neporušených palivových souborů, 25 hnízd je určeno pro hermetická pouzdra s poškozenými palivovými soubory. V rezervě musí zůstat vždy 163 hnízd pro havarijní vyvezení celé aktivní zóny.

Na BSVP jsou připojeny tři systémy TG11 až 13 sloužící především k chlazení, ale také k doplňování a odpouštění vody a kyseliny borité, odstraňování nečistot a kalů. Za provozu bloku je nutné aby byly provozuschopné všechny tři, přičemž jeden z nich musí být v provozu. Tyto systémy se dají vzájemně propojit na sací i výtlačné straně. Každý se skládá z čerpadla, chladiče, potrubí, uzavíracích armatur, škrtících clon, regulačních klapek a příslušných měřicích okruhů tlaku a průtoku.

Prostor šachty reaktoru i prostory jednotlivých sekcí BSVP se od sebe dají oddělit tzv. stavědly transportního kanálu. Manipulace se stavědly jsou prováděny pomocí polárního mostového jeřábu. [16]

Schéma BSVP a dalších komponent je uvedeno v **příloze A**.

### **4.3.2 Kontejner CASTOR 1000/19**

Protože BSVP nemají kapacitu, která by vystačila po celou životnost elektrárny, je potřeba po určité době odsud palivo bezpečně vyvést. K tomuto účelu byly vyvinuty obalové kontejnery CASTOR, které slouží k přepravě i skladování vyhořelého paliva.

Tento kontejner se skládá z tlustostěnného tělesa válcového tvaru vyrobeného ze speciální litiny a hermetického systému dvou nerezových vík. Při skladování se navíc používá ochranná deska, která ještě překrývá sekundární (horní) víko. Ta je vyrobena z uhlíkaté oceli. Vnitřní povrch kontejneru je pokryt niklovou ochrannou vrstvou, vnější se natírá epoxidovým, nebo jiným snadno dekontaminovatelným nátěrem. Dno je chráněno proti oděru hliníkovou vrstvou. Uvnitř kontejneru je koš, který má 19 hnízd pro vyhořelé palivové soubory. Tento koš vyrobený z nerez oceli s příměsí bóru zabezpečuje rozmístění palivových souborů a přitom i odvod zbytkového tepla ke stěně nádoby.

Těsnost je dosažena systémem dvou vík s kovovým těsněním (HELICOFLEX) dlouhé životnosti. Obě víka jsou přišroubována pomocí 48 šroubů. Pro manipulaci s kontejnerem

slouží čtyři horní a dva dolní čepy, za které se uchytlí speciální traverza a pak se kontejner dá transportovat i různě sklápět. Na skladovacím místě je kontejner sledován systémem měření tlaku a teploty. Tlak se měří v prostoru mezi primárním a sekundárním víkem a teplota na povrchu kontejneru.

Hmotnost prázdného kontejneru je 83400 kg, hmotnost plného 112900 kg s primárním i sekundárním víkem, ale bez vody a ochranné desky. Výška bez ochranné desky činí 5467 mm, průměr přes žebrování je 2332 mm. Maximální teplota během přepravy 85 °C a při skladování 100 °C. Minimální životnost kontejneru je 40 let. [18]

Obrázek kontejneru CASTOR je uveden v **příloze B**.

### 4.3.3 Mezisklad ETE

Sklad vyhořelého jaderného paliva (SVJP) pro potřeby jaderné elektrárny Temelín byl postaven přímo v areálu elektrárny a je v provozu od roku 2010. První kontejner CASTOR s vyhořelým palivem zde byl uskladněn 8.9.2010 a k 19.1.2012 je ve skladu již pět těchto kontejnerů (2 z prvního výrobního bloku a 3 z druhého). SVJP má kapacitu 152 kontejnerů CASTOR, což činí 1370 t uranu. Tato kapacita odpovídá přibližně 30 letům provozu. SVJP je proto projektován tak, aby se jeho kapacita dala bez problémů zdvojnásobit, protože se počítá s tím, že temelínské bloky budou v provozu minimálně 60 let.

Naplňené kontejnery CASTOR se do SVJP přepravují železniční vlečkou. Příjmová část SVJP je hala s mostovým jeřábem o nosnosti 160 t pro manipulaci s kontejnery a uložení na jednotlivá servisní místa v příjmové části. Na servisním místě se provádí vakuové dosušení prostoru mezi primárním a sekundárním víkem. Dále se zde dělají heliové zkoušky těsnosti a po nich se prostor mezi víky naplní heliem. Poté může být kontejner převezen pomocí jeřábu na své místo ve skladovací části SVJP. Skladovací část je rozdělena na dvě poloviny a každá z nich je obsluhována vlastním mostovým jeřábem s nosností 130 t. Po usazení na skladovací místo se kontejner vybaví systémem monitorování. Jeho úkolem je sledovat, měřit a zaznamenávat parametry související s jadernou bezpečností (především teplota a tlak). Pro odvod zbytkového tepla, které sálá ze stěn kontejnerů, slouží vzduchotechnický systém.

SVJP není trvale obslužné zařízení. Počítá se s příjmem 4 kontejnerů ročně a to během odstávek pro výměnu paliva. Ostatní činnosti spočívají v periodických obhlídkách, v úklidových a údržbových pracích atd. Většina prostor SVJP má charakter kontrolovaného pásma, což znamená, že je režim vstupu, pobytu i výstupu podobný jako na samotných výrobních blocích. [20]

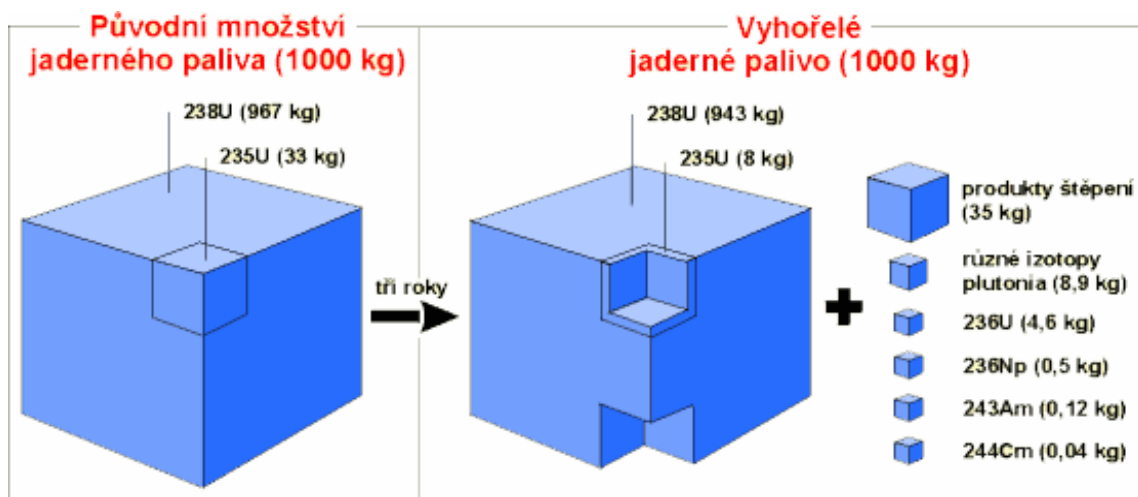
Půdorys SVJP je uveden v **příloze C**.

## 5 Možnosti zpětného využití jaderného paliva

Vyhořelé jaderné palivo vyvezené z reaktoru má ještě obrovský potenciál, protože obsahuje okolo 95 % nevyužitého materiálu. Z tohoto množství jsou dále štěpitelné 1 % uranu U235 a 1 % plutonia Pu239. Tyto dva izotopy však mají jen malý podíl na radioaktivitě vyhořelé paliva, hlavní podíl nesou izotopy vzniklé při štěpení. Tyto produkty štěpení jako je cesium Cs137 a stroncium Sr90 mají poločas rozpadu okolo 30 let. Radioaktivním rozpadem pak vyhořelé palivo ztrácí radioaktivitu.

Díky tomuto velikému obsahu potenciálně využitelné energie ve vyhořelém palivu se dnes provádí mnoho výzkumů jak toto palivo dále využít a energii z něj uvolnit. Jedinou dnes využívanou technologií je chemická metoda přepracování vyhořelé jaderného paliva. Tato metoda ovšem z vyhořelé paliva získává pouze uran U235 a plutonium Pu239. Zbytek se považuje za vysoce radioaktivní odpad a je potřeba s ním podle toho zacházet.

Transmutační technologie slibují mnohem více. Nejen oddělení uranu a celé skupiny transuranů (izotopy Pu, Am, Cm, Np a dalších), ale i radioaktivních štěpných produktů (izotopy Sr, Cs, Tc, I a dalších). Proto dnes probíhá velmi intenzivní výzkum v této oblasti a transmutační technologie se jeví jako velmi perspektivní. Řada zemí se na tomto výzkumu podílí. [3,22]



Obr. 3: Skladba vyhořelé jaderného paliva [23]

Zastoupení jednotlivých izotopů ve vyhořelém palivu závisí na typu reaktoru, ze kterého bylo vytaženo. To znamená, že především závisí na původním obohacení a hloubce vyhoření.

## 5.1 Přepřacování vyhořelého jaderného paliva

Princip přepřacování vznikl v USA už během druhé světové války. Původně však tato metoda sloužila k získávání plutonia pro výrobu jaderných zbraní. První prakticky ověřená metoda založená na principu chemického srážení látek byla pojmenována ***Bismuth Phosphate proces***. Díky tomuto procesu bylo však možné oddělit pouze malé množství plutonia z vyhořelého paliva. Její další nevýhodou bylo, že neumožňovala oddělení uranu, a proto se tento postup již nepoužívá. Později byla vynalezena metoda zvaná PUREX, která je využívána dodnes.

Musíme si uvědomit, že v dnešní době je stále přepřacování méně ekonomicky výhodné než nákup paliva zhotoveného z čerstvě vytěženého uranu. Proto si přepřacování vyhořelého paliva mohou dovolit jen ekonomicky silné země s rozsáhlým jaderným programem. Mezi tyto státy patří Francie, Velká Británie, Rusko, Japonsko a Indie. Další země jako Švýcarsko, Nizozemsko, Belgie a částečně Japonsko si nechávají vyhořelé palivo přepřacovat ve Francii, nebo Velké Británii. Podle legislativy však musí s přepřacovaným palivem odebrat i veškerý radioaktivní odpad vzniklý procesem přepřacování. V současnosti se přepřacovává přibližně 25 % vyhořelého paliva ze všech jaderných elektráren.

První přepřacovací závod byl zbudován ve francouzském Marcoule s roční produkcí 300 tun paliva pro reaktory typu GCR. Jeho provoz byl ukončen v roce 1997. Dnes má Francie v provozu dva závody v lokalitě La Hague s roční produkcí 1600 tun paliva pro reaktory typu LWR. Velká Británie více než 50 let provozuje zařízení ve Sellafieldu, který za rok vyprodukuje 1500 tun paliva pro GCR reaktory. Dále ve stejné lokalitě má závod pro přepřacování paliva do LWR a AGR reaktorů s kapacitou 900 t/rok. Rusko má v provozu jediný závod v Čeljabinsku s roční výrobní produkcí 400 tun. Japonsko přepřacovává své vyhořelé palivo především v lokalitě Rokkasho - mura kde byl v roce 2008 uveden do provozu moderní závod s kapacitou 800 t/rok. Dále má k dispozici závod malé kapacity 90 t/rok v lokalitě Tokai-mura. Oba závody přepřacovávají palivo pro reaktory typu LWR. Indie disponuje hned čtyřmi přepřacovacími zařízeními. V Tarapuru a Kalpakkamu se vyrábí palivo pro reaktory PHWR s celkovou produkcí 200 t/rok. Další v lokalitě Trombay, který vyrábí palivo pro prototypové reaktory FBR a produkuje 60 tun ročně. Poslední, nejnovější závod byl postaven v Tarapuru a přepřacovává opět palivo pro FBR reaktory a za rok vyrobí 100 tun.

USA nyní nemá v provozu žádný závod pro přepřacování vyhořelého paliva, ale v minulosti byly zbudovány celkem tři zařízení pro komerční využití. První ve West Valley

ve státě New York s kapacitou 300 tun paliva za rok. Druhý v Morris ve státě Illinois také s produkcí 300 tun ročně. Třetí a největší závod s kapacitou 1500 t/rok paliva v Barnwellu ve státě South Carolina. V dnešní době jsou tyto tři zařízení uzavřena a pod dohledem ministerstva obrany. USA se především zaměřuje na vývoj transmutačních technologií pro reaktory IV. generace, ale uvažuje se i o výstavbě nové přepracovací linky. [3,4,22,24,25]

### 5.1.1 Základní princip přepracování

Jak již bylo uvedeno v kapitole 3.4, po vyjmutí vyhořelého paliva z reaktoru v něm nalezneme velké množství různých prvků s různým izotopickým složením. Filozofií přepracování je chemicky oddělit ty prvky, které můžeme dále využít. Jedná se především o izotopy uranu U238 a U235, které tvoří přibližně 95 % vyhořelého paliva. Dále nás z energetického hlediska zajímá izotop plutonia Pu239 zastoupený jedním procentem. Tyto izotopy se dají recyklovat a vytvoří se z nich nové palivo tzv. MOX (Mixed OXide) směsné palivo.

Některé další izotopy lze dále využít v různých odvětvích. Například izotop kobaltu C60 se používá k výrobě radioaktivních zářičů a ty se dále používají v potravinářském průmyslu i ve zdravotnictví. Zbytek je považován za vysoce radioaktivní odpad a je potřeba ho trvale izolovat od biosféry. [3,4,8,22]

### 5.1.2 Metoda PUREX

V angličtině zkratka PUREX znamená *Plutonium and Uranium Recovery by EXtraction*. Jedná se o hydrometalurgický způsob přepracování známý od čtyřicátých let minulého století. Původně byl tento způsob vyvinut k získávání plutonia pro výrobu jaderných zbraní. Plutonium se extrahovalo z paliva, které bylo v reaktoru vystaveno štěpné řetězové reakci jen po relativně krátkou dobu. Po několika měsících, kdy je obsah plutonia v palivu nejvyšší, se palivo vyvezlo z reaktoru a extrahovalo se z něho plutonium. Komerčně se takto metoda využívá zhruba od konce padesátých let.

Přepracování vyhořelého paliva chemickou cestou je velmi náročné a drahé. Jedná se o jediný dosud průmyslově používaný způsob přepracování. Extrahuje se uran a plutonium z vyhořelého paliva, které se rozpustí v kyselině dusičné pomocí tributylfosfátu. Odpad tvoří štěpné produkty spolu s ostatními izotopy, jež zůstávají v roztoku kyseliny. Metoda PUREX prováděná mokrou cestou zahrnuje tři kroky:

- **Rozpuštění vyhořelého paliva** - Z palivových kazet se odstraní pokrytí (většinou zirkonium) a palivové peletky jsou nařezány na malé kousky. Tyto kousky se umístí

do speciálních nerezových košů naplněných horkou kyselinou (nejběžněji kyselinou dusičnou  $\text{HNO}_3$ ), kde se rozpustí. Dále se pomocí centrifugy z tohoto roztoku oddělí všechny pevné částice.

- **Oddělení uranu a plutonia** - V tomto kroku se pomocí chemické separace oddělí uran a plutonium. K separaci se používá rozpouštědlo na bázi parafinu. Toto rozpouštědlo vytvoří chemickou reakci s uranem a plutoniem emulzi, díky které lze kapalně složky oddělit. Dále se z parafínové emulze separuje uran a plutonium. Z izotopů uranu  $\text{U}235$  a plutonia  $\text{Pu}239$  se vyrobí nové palivo MOX, které je směsí oxidu uraničitého ( $\text{UO}_2$ ) a oxidu plutoničitého ( $\text{PuO}_2$ ). Toto směsné palivo lze dál energeticky využít v lehkovodních reaktorech PWR i varných reaktorech.
- **Zpracování odpadů** - Pokrytí palivových kazet se zpracovává jako středně aktivní odpad s obsahem radionuklidů dlouhého poločasu rozpadu. Zbylý roztok kyseliny dusičné se vypustí do skladovací nádoby a dále se ve vitrifikační lince zalije do roztaveného skla. Tato směs se nalije do ocelových sudů, kde se ochladí a ztuhne.

Je třeba si uvědomit, že při celém procesu přepracování zacházíme s vysoce radioaktivními materiály a všechny procesy a manipulace musí být řízeny na dálku, aby nebyl ohrožen život a zdraví obsluhy.

Pomocí metody PUREX lze recyklovat až 99,8 % uranu a plutonia vyhořelého paliva. Přepracovávat však můžeme jen ve 3 až 4 cyklech kvůli změnám poměru zastoupení izotopu  $\text{U}235$  vůči  $\text{Pu}239$ . Vícenásobné přepracování se v praxi nepoužívá díky velké zásobě vyhořelého paliva. Z těchto důvodů se s chemickým přepracováním touto metodou nepočítá. Je spíše mezikrokem v přechodu na transmutační technologie, které budou schopny značně omezit množství a nebezpečnost radioaktivních odpadů. Tyto vyvíjené technologie budou mnohem lépe využívat vyhořelé palivo a získávat z něho mnohem více energie. [3,4,24,26]

## 5.2 Partitioning procesy

Jde opět o přepracování vyhořelého paliva chemickou cestou. Tyto procesy jsou ještě ve stádiu vývoje, ale počítá se s nimi jako s dalším mezistupněm v přechodu k transmutačním technologiím. Zde se ovšem vyvíjejí mnohem účinnější chemické metody přepracování za použití vícenásobné extrakce a nových činidel. Tento způsob umožní selektivně oddělovat a recyklovat vysoce a středně aktivní odpady. Nejvýznamnější z těchto procesů jsou **partitioning - transmutation** (P & T) a **partitioning - conditioning** (P & C). Jednou z výhod



těchto procesů proti metodě PUREX je, že umožní separovat prvky s dlouhým poločasem rozpadu.

Partitioning procesy vlastně přinášejí nové palivové cykly pro rychlé reaktory (reaktory s rychlými neutrony). Jsou to například reaktory s tekutým olovem, roztavenými solemi a nebo urychlovačem řízené transmutační technologie (ADTT). Tyto nové technologie používají princip přepracování založený na elektrolytickém procesu v soli, nebo v lázni, tzv. pyrometalurgického procesu.

Chceme-li snížit množství vysoce radioaktivního odpadu, tak jsou tyto technologie velmi potřebné. Neméně důležité je dosažení vysoké čistoty oddělených štěpných produktů, které budou využity nejen v transmutačních reaktorech, ale také v průmyslu a dalších odvětvích. [3,4,27]

### 5.2.1 Pyrometalurgické přepracování vyhořelého paliva

Tvoří základ partitioning procesů. Jedná se o sled několika chemických operací jako například: odpařování, extrakce (kapalina - kapalina, kov - kov, kov - sůl), elektrolytická separace (v roztavené soli), frakční krystalizace. Je to princip známý již dlouho, ale zatím se ještě komerčně neuplatnil. Při tomto procesu se palivové peletky nerozpouštějí ve vodném prostředí jako v metodě PUREX, ale roztaví se a štěpné produkty se z taveniny separují pomocí některého z pyrometalurgických procesů. Dosahuje se zde vysokých teplot a proto lze tento způsob aplikovat i na velmi vyhořelé palivo nebo na palivo chlazené po krátkou dobu. Palivo však stále zůstává v kovové formě a to je velká výhoda pro reaktory pracujícími s tekutými kovy. Nevýhodou je, že tento způsob přepracování neřeší problém transmutace dlouhodobých zářičů beta a gama, které musí být uloženy do hlubinného úložiště.

Palivo z těchto procesů by bylo v budoucnosti použito v reaktorech IV. generace. Proto je využití pyrometalurgických procesů především závislé na vývoji nových typů reaktorů, dále pak na ekonomické a politické situaci. [3,4,27]

## 5.3 Transmutační technologie

Jako o další možnosti uzavření palivového cyklu se stále častěji hovoří právě o transmutačních reaktorech IV. generace. Jedná se o moderní a velmi perspektivní metodu jak dále využít vyhořelé jaderné palivo. Jednou z velkých výhod oproti chemickému přepracování je, že se vyhořelé palivo nemusí složitě upravovat a velmi se snižuje množství i nebezpečnost radioaktivních odpadů. S tím je spojena nemalá úspora finančních nákladů.

Pojem transmutace obecně znamená jakoukoli jadernou přeměnu, při které dochází ke změnám složení jader atomů. Proto se transmutací nazývá i tvorba plutonia v jaderném palivu během jeho vyhořívání v reaktoru. Při procesu transmutace se likvidují izotopy štěpných produktů s dlouhým poločasem rozpadu (I, Sm, Zr), dále transurany (izotopy Plutonia) a minoritní aktinoidy (Am, Cm, Np) s velkou radioaktivní toxicitou. Tyto nežádoucí prvky se přemění v krátkodobé nebo dokonce i stabilní izotopy.

K přeměně lze využít stejný způsob jako při štěpení jader v klasických reaktorech, tedy absorpce neutronů. Vyhořelé palivo však neprodukuje dostatečné množství neutronů, aby se dala udržet štěpná řetězová reakce. Proto musíme pro efektivní fungování transmutačního zařízení přivést další neutrony „zvenčí“. To znamená, že musíme mít k dispozici dostatečně výkonný urychlovač, který bude dodávat do reaktoru chybějící neutrony o vyšších energiích a tím nám umožní udržet štěpnou reakci. Z toho plyne další velká výhoda těchto systémů a to je bezpečnost. Reaktor bude možné odstavit jednoduše přerušením napájení urychlovače.

Tyto nové typy reaktorů se budou od konvenčních reaktorů velmi odlišovat. [3,4,28,29]

### 5.3.1 Transmutační technologie ADTT

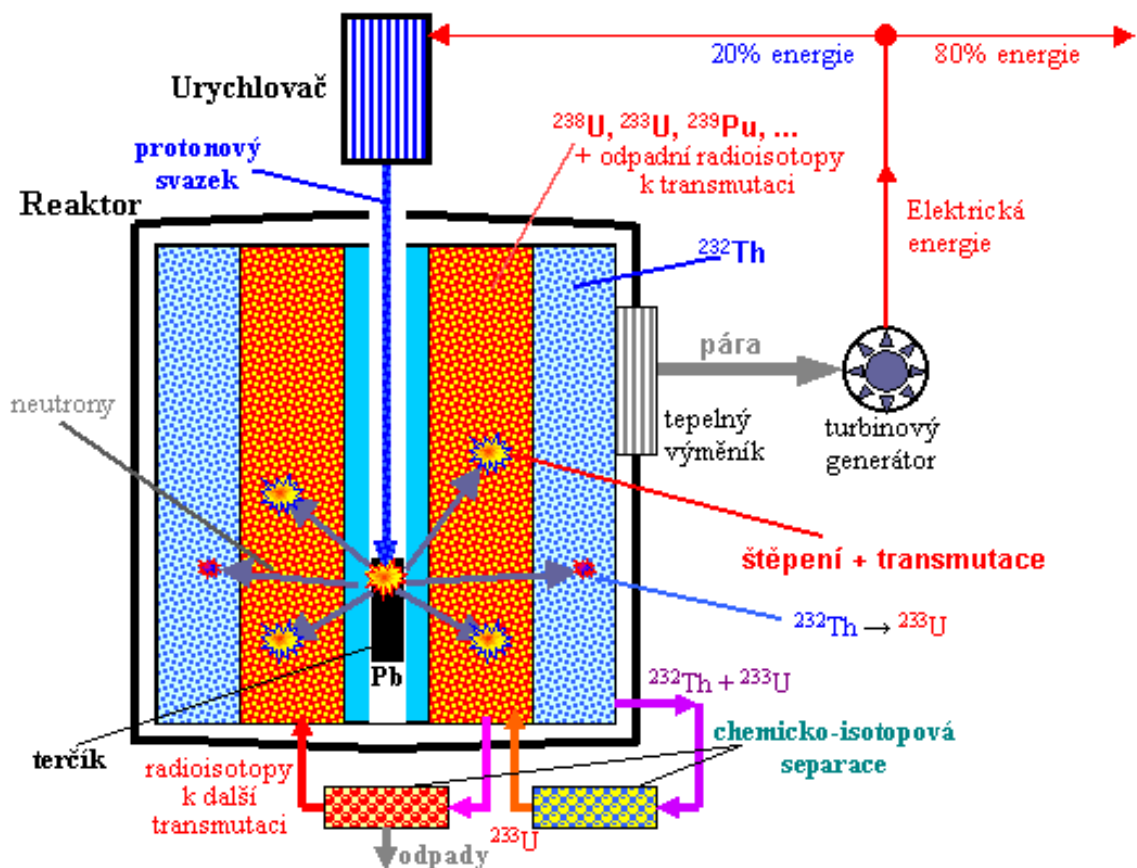
ADTT neboli urychlovačem řízené transmutační technologie jsou známé také pod zkratkami ADS či ATW. Tento systém byl navržen už v 50. letech minulého století, ale do popředí zájmu se dostává až v dnešní době díky pokroku ve vývoji urychlovačů částic. Systém kombinuje vlastnosti reaktorové techniky a urychlovačů. Tím poskytuje možnost využití jaderného materiálu, který není schopen udržet samostatnou štěpnou řetězovou reakci. Jedná se především o vyhořelé jaderné palivo a thorium.

Skládají se ze tří hlavních částí:

- **Urychlovač částic** (především protonů)
- **Terčik pro tříštivou (spalační) reakci** - vnější zdroj neutronů
- **Reaktor v podkritickém uspořádání** - místo kde probíhá štěpná řetězová reakce

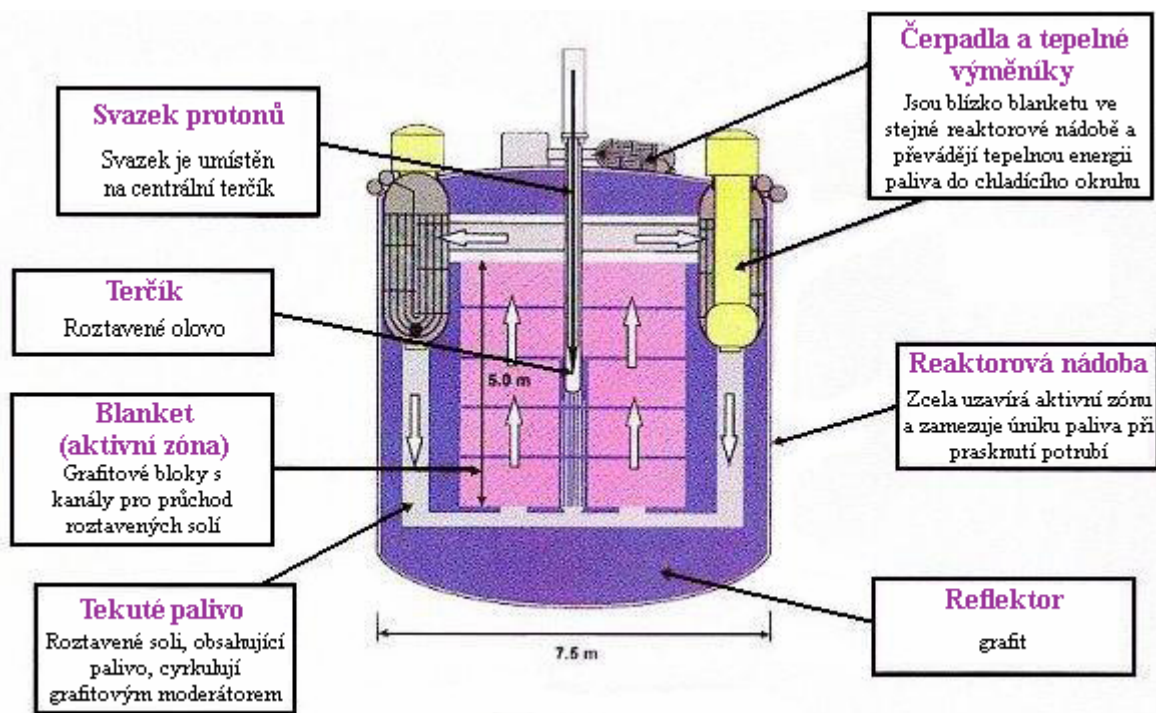
Urychlovač částic vytvoří svazek protonů o velmi vysoké energii přibližně 1 GeV a proudu několika set až tisíců mA. Tento svazek je zaměřen na terčik z těžkého kovu, který je umístěn v centru aktivní zóny reaktoru. Interakcí mezi urychlenými protony a terčikem se produkují neutrony, které udržují štěpnou řetězovou reakci v jinak podkritickém reaktoru. Vhodné materiály terčiku jsou především těžké kovy z konce periodické tabulky jako tantal, wolfram, olovo, zirkonium, thorium, rtuť, bismut a ochuzený uran hned z několika důvodů. Obsahují velký počet neutronů v jádře, mají dobrou tepelnou vodivost a vysokou hustotu.

Svazek protonů způsobí v terčiku tříštivé reakce. Každý proton může uvolnit z atomového jádra těžkého prvku 10 až 20 neutronů o různých energetických hladinách. Proud neutronů dále prochází přes moderátor (nejčastěji těžkou vodu  $D_2O$ ) do aktivní zóny reaktoru tzv. blanketu. Blanket je reaktor pracující v trvale podkritickém stavu a zde dochází k vlastní transmutaci izotopů s dlouhým poločasem rozpadu na krátkodobé, nebo stabilní izotopy. Tento děj je způsoben opakovaným sledem neutronových záchytů a beta přeměn. Jestliže spalační terčik obklopuje blanket z vyhořelého paliva obsahujícího izotopy uranu a plutonia, dochází k jadernému štěpení. Toto uspořádání se nazývá uran - plutoniový cyklus. Pokud blanket obsahuje thorium  $Th^{232}$ , ze kterého vzniká záchytem neutronu štěpný izotop uranu  $U^{233}$ , hovoříme o thorium - uranovém cyklu. Elektrická energie by se dále vyráběla klasickým způsobem přes parní turbínu a generátor. Schéma jednoho z možných uspořádání je znázorněné na obrázku 4. [3,4,28,29,30,31,32]



Obr. 4: Zjednodušené principiální schéma transmutačního reaktoru [31]

Další varianta uspořádání blanketu využívá průtočného terčiku s větším výkonovým zatížením a vyšším stupněm vyhoření je znázorněna na obrázku 5.



Obr. 5: Schéma ADTT reaktoru s typickým výkonem přibližně 500 MW [32]

Pro dlouhodobý provoz transmutačního reaktorového systému je nutné kontinuálně separovat izotopy s krátkým poločasem rozpadu a stabilní izotopy. Z tohoto důvodu je nejvýhodnější použití paliva v kapalném stavu. Návrhy těchto zařízení počítají s palivem rozpuštěným v roztavené fluoridové soli. K separaci by se použila výkonná chemicko - izotopická separační jednotka, která by izotopy s dlouhým poločasem rozpadu (i U233) vracela zpět do reaktoru. Krátkodobé a stabilní izotopy by se daly uchovat v běžných úložištích, jelikož jejich aktivita by se za několik desítek let snížila na úroveň přírodního radiačního pozadí. Separace je naznačena na *obrázku 4*.

Z výše uvedených vlastností a konstrukce ADTT reaktorů vyplývají jejich výhody a nevýhody. Velkou výhodou je bezpochyby využití vyhořelého paliva ze současných štěpných reaktorů a rapidní snížení množství i nebezpečnosti odpadů. Dále by se pomocí těchto reaktorů dalo využívat i thorium, kterého jsou na světě v minerálech asi 4 krát větší zásoby než uranu. Navíc reaktorový systém ADTT pracuje s energetickým spektrem neutronů a díky tomu je teoreticky schopen štěpit všechny druhy štěpitelných materiálů. Další výhodou je bezpečnost z hlediska možnosti rozvoje nekontrolované štěpné řetězové reakce. Ta je zajištěna díky konstrukci reaktoru, který pracuje trvale v hluboce podkritickém stavu a závisí na výkonu urychlovače částic. Pokud by tedy nastal nějaký problém, nebo porucha, tak se urychlovač jednoduše vypne přerušením přívodu elektrické energie a tím se reaktor rychle zastaví.

Mezi nevýhody řadíme především mnohem větší složitost konstrukce než u konvenčních reaktorů. Je také nutné použít mnohem vyspělejší materiály a jejich kombinace. Z pohledu bezpečnosti představuje riziko paprsek z urychlovače, který by při poruše mohl poškodit i ochranou bariéru. Dalším bezpečnostním problémem je jak při kontinuální chemicko - izotopické separaci zamezit úniku radioaktivity a chránit tak obsluhu. Tím, že je palivo rozpuštěno, ztratíme hned dvě ze čtyř základních bariér bránících úniku radioaktivity. Nevýhoda je také nižší účinnost, protože urychlovač spotřebuje přibližně 20 % vyrobené elektrické energie.

Transmutační technologie mají jistě velký potenciál a pokud se vyřeší všechny problémy především s hlavními komponentami (urychlovač, terčik, blanket) a to po fyzikální, technické, provozní, časové i bezpečnostní stránce, budou velkým přínosem pro lidstvo. Nabízí jak důstojné uzavření palivového cyklu pro štěpné reaktory, tak i téměř nevyčerpatelný zdroj energie pro mnoho generací. Dnes se ještě nedá odhadnout jestli bude budoucnost patřit právě reaktorům ADTT. Může se objevit jiná technologie, která by promluvila do energetické budoucnosti, například termojaderná fúze. [3,4,28,29,30,31,32,33]

## **6 Technicko - ekonomické zhodnocení palivového cyklu pro nové jaderné zdroje v ČR**

Záměr výstavby nových jaderných zdrojů (NJZ) na území České republiky vychází z komplexní analýzy společnosti ČEZ. Odpovídá platné státní energetické koncepci a politice územního rozvoje. NJZ se stanou součástí energetického mixu ČR a přispějí tak k energetické samostatnosti. Díky tomuto přebytkovému charakteru energetiky bude pro stát zachována energetická bezpečnost a sníží se závislost na dovozu energií ze zahraničí. NJZ rovněž umožní dostát závazkům na ochranu klimatu a životního prostředí.

K posuzování vhodné lokality pro výstavbu nových jaderných bloků je nutné komplexně zahrnout všechny aspekty z pohledu geografie, demografie, metrologie, hydrologie, geologie, hydrogeologie, seismiky, vodních zdrojů, silničního a železničního napojení, vhodnosti z hlediska elektrické sítě a z mnoha dalších. Těmto aspektům nejlépe vyhovuje lokalita JE Temelín, kde se již provozují dva bloky VVER 1000. Původní projekt elektrárny Temelín schválen v únoru 1979 už počítal se 4 bloky. Rozhodnutí o snížení počtu bloků na dva bylo učiněno po listopadu 1989 z politických a ekonomických důvodů. Z porovnání všech možných lokalit vychází výstavba NJZ v Temelíně jednoznačně nejlépe s nejnižšími náklady

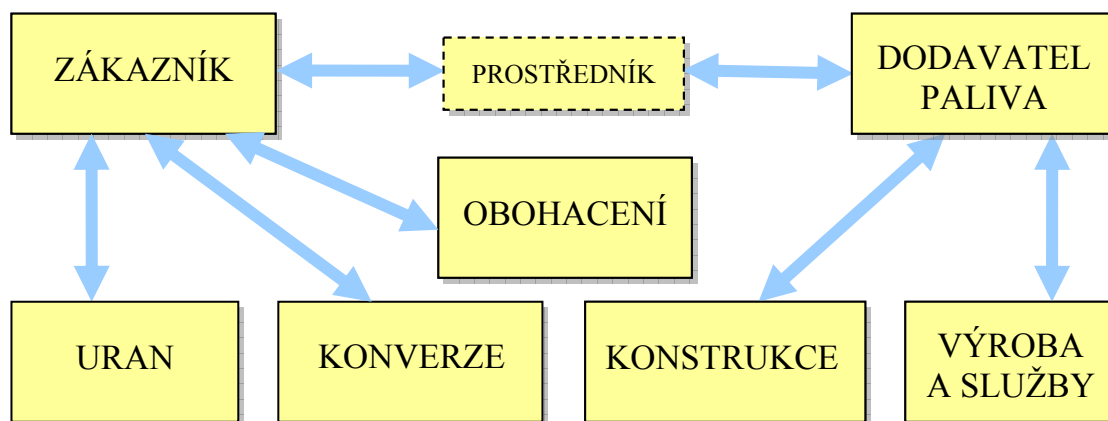
na úpravu lokality. Většina podpůrných systémů byla totiž budována pro 4 bloky. Jedná se především o pitnou a požární vodu, dešťovou a splaškovou kanalizaci, železniční a silniční síť, systém chemické úpravy vody a o zdroj tzv. surové vody z řeky Vltavy z nádrže Hněvkovice. Pro dostavbu Temelína hovoří i to, že v elektrárně pracují nejlepší odborníci na provoz i výstavbu jaderné elektrárny.

Prvním krokem výstavby NJZ v Temelíně byla žádost společnosti ČEZ o posouzení vlivu případné dostavby na životní prostředí tzv. EIA, která začala v červenci 2008 a na Ministerstvo pro životní prostředí byla předána v květnu 2010. Dalším krokem v administrativní přípravě bylo zahájení veřejné zakázky na dodavatele dvou jaderných bloků pro lokalitu Temelín v srpnu 2009. Součástí této zakázky je i požadavek opce ze strany společnosti ČEZ na výstavbu až 3 dalších bloků (jeden v ČR - lokalita Dukovany, dva v Evropě s největší pravděpodobností na Slovensku - lokalita Jaslovské Bohunice). Do 30.10.2009 museli potencionální dodavatelé předložit žádost o účast ve veřejné zakázce. Po vyhodnocení žádostí se dále kvalifikovali 3 zájemci: Konsorcium ŠKODA JS a.s. a JSC Atomstroyexport a JSC OKB Gidropress (projekt MIR 1200); sdružení Westinghouse Electric Company LLC a Westinghouse Electric Company Czech Republic, s.r.o. (projekt AP 1000); AREVA NP S.A.S. (projekt EPR). Tyto společnosti byly 31.10.2011 vyzvány k předložení nabídek a byla jim předána tzv. zadávací dokumentace. Zadávací dokumentace je spis, jehož tvorba zabrala odborníkům z mnoha odvětví 3 roky a 2 měsíce a čítá přibližně 6000 stran. Tento dokument obsahuje přesnou specifikaci potřeb a požadavků zadavatele. Na předložení nabídek je stanoveno období osmi měsíců do 2.7.2012. Po předložení nabídek proběhne jejich posuzování, případné vyjasnění, následně hodnocení a jednání o nabídkách. Podpis smlouvy s vítězem veřejné zakázky je v plánu koncem roku 2013. Předpokládané uvedení do provozu prvního z nových bloků v roce 2022.

Základní požadavek pro výběr projektu byl lehkovodní reaktor PWR 3. resp. 3+ generace s výkonem nejméně 1000 MWe. Tyto moderní reaktory se vyznačují především vysokou bezpečností, spolehlivostí, efektivitou provozu a delší životností. Další výhody jsou nižší náklady a kratší doba výstavby, produkce menšího množství radioaktivních odpadů apod. NJZ zároveň musí splňovat veškeré legislativní podmínky dané právním řádem České republiky, tak i požadavky Mezinárodní agentury pro atomovou energii a dalších světových institucí. Veřejná zakázka pro dostavbu Temelína obsahuje dodání dvou kompletních bloků jaderné elektrárny na klíč i s dodáním palivových souborů na 9 let provozu. [34,35,36]

## 6.1 Společné rysy projektů

Z pohledu palivového cyklu i odběratelsko - dodavatelských vztahů mají projekty v tendru na dostavbu jaderné elektrárny Temelín některé základní aspekty společné. Společným rysem je například obchodování s jaderným palivem (obrázek 6).



Obr. 6: Schéma obchodování s jaderným palivem

V případě ČR je tedy zákazníkem společnost ČEZ, která si nakoupí uran, konverzi a obohacování od dodavatelů těchto služeb. S dodavatelem paliva jedná buď přímo nebo přes prostředníka. Konstrukci a výrobu samotných palivových souborů mohou provádět samostatné podniky nebo oddělení (útvary) dodavatele paliva.

Veřejná zakázka na dostavbu JE Temelín obsahuje dodání paliva na 9 let provozu, a tak není vyloučeno, že by se dodavatel paliva po uplynutí této doby mohl změnit.

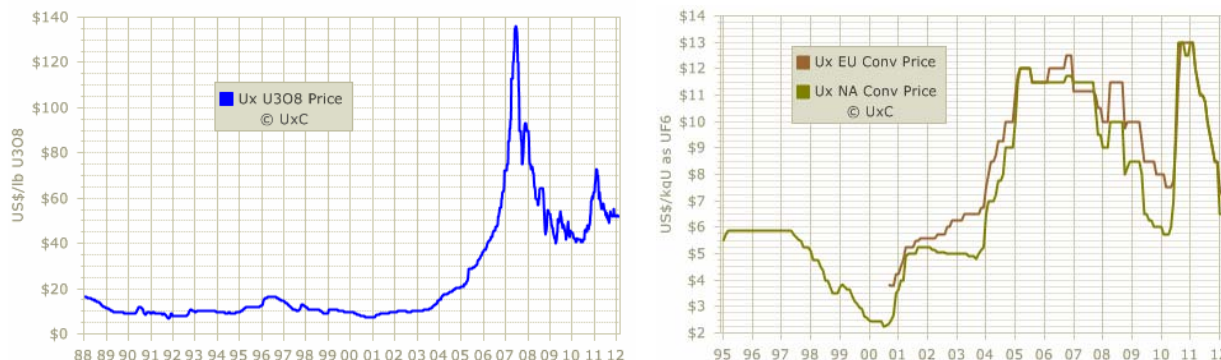
Celková cena paliva se především skládá:

- **Cena za pořízení uranu** - ve formě  $U_3O_8$
- **Cena za konverzi** - do  $UF_6$
- **Cena za obohacovací práce**
- **Cena za fabrikaci** - konstrukce a výroba palivových souborů
- **Cena za dopravu**
- **Cena za související služby** - např. návrh bezpečnostního hodnocení překládek

### 6.1.1 Těžba a úprava uranu

Jak už bylo uvedeno v kapitole 3.1 uranová ruda se po vytěžení na místě rozdrťí a chemicky upraví. Vznikne koncentrát oxidu uranu  $U_3O_8$  (žlutý koláč). Ten se dále konvertuje na plynný hexafluorid uranu  $UF_6$ .  $U_3O_8$  a konverze jsou obchodovány na burze (obrázek 7).

**Cena za pořízení uranu a konverzi** zjednodušeně zahrnuje náklady na vytěžení a úpravu uranové rudy do formy vhodné k obohacování. [39]



Obr. 7: Vývoj ceny  $U_3O_8$  a konverze na spotovém trhu [37,38]

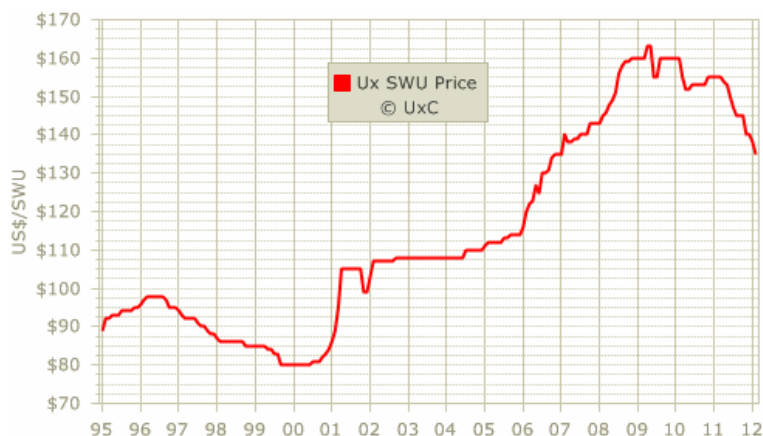
V ČR stále existují domácí zásoby uranu a to především v dolu Rožná nedaleko Dolní Rožínky na Žďársku. V této lokalitě se nedávno podařilo objevit zásoby uranu v hodnotě až tří miliard korun, které mohou vystačit na dalších 5 let těžby. Další možností je nákup v zahraničí. [40]

### 6.1.2 Obohacování

Princip a technologie obohacování jsou popsány v kapitole 3.2. **Cena za obohacovací práce** se dá vypočítat z tzv. **jednotky separační práce** (SWU). SWU je funkcí koncentrace izotopu uranu U<sup>235</sup> v celkovém množství uranu vstupujícím do obohacovacího procesu a v obohacené a ochuzené části uranu z tohoto procesu vystupujícího. SWU nám říká, jak náročná je separace izotopů U<sup>235</sup> a U<sup>238</sup>, proto každý obohacovací závod může mít jinou cenu obohacování (za jednotku SWU) a to podle efektivity použité technologie. Vývoj ceny SWU je uveden na obrázku 8.

Úspěšnost separace izotopu U<sup>235</sup> od izotopu U<sup>238</sup> je velmi malá a její náročnost exponenciálně roste s klesající hodnotou U<sup>235</sup> v ochuzené části uranu vystupující z procesu obohacování. S tím souvisí exponenciální růst počtu jednotek SWU a náklady na obohacování. Na druhou stranu klesá podíl U<sup>235</sup> v ochuzené části uranu a s tím se snižuje i celkové množství uranu vstupujícího do obohacovacího procesu. To znamená, že klesají náklady na pořízení přírodního uranu. Takže pro posuzování ekonomičnosti obohacování se musí v každém konkrétním případě vycházet z aktuálních cen uranu v podobě U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>, nebo UF<sub>6</sub> (obrázek 7) a ceny jednotky SWU (obrázek 8). Z tohoto porovnání vznikne ekonomicky optimální hodnota obsahu izotopu U<sup>235</sup> v ochuzené části uranu vystupující z procesu obohacování. [39]





Obr. 8: Vývoj ceny SWU na spotovém trhu [41]

### 6.1.3 Využití v reaktoru

Jelikož byla jedna z podmínek pro přihlášení do tendru na dostavbu JE Temelín, že se musí jednat o lehkovodní reaktor typu PWR (VVER), tak principiální funkce (*kapitola 3.4*) bude u všech tří projektů stejná. Lišit se budou především v konstrukci hlavních i vedlejších komponent a konstrukci bezpečnostních systémů. Z pohledu palivových souborů bude největší odlišností samotná konstrukce, jejich počet, obsah uranu a obohacení v aktivní zóně daných reaktorů. Z pohledu palivového cyklu bude odlišné jejich využití.

Provoz reaktorů bude kampaňovitý. To znamená, že po určité době se reaktor odstaví, provede se výměna části palivových souborů a znovu je najede na výkon. Všechny projekty slibují především vyšší vyhoření paliva (lepší využití), zlepšení vlastností samotných palivových souborů (odolnost proti ohybu a krutu, napuchání peletek, vyšší provozní teplotu atd.), délku kampaně 18 měsíců, zkrácení odstávek pro výměnu paliva, delší životnost. Možnost využití směsného paliva MOX je v současné době pro ČR méně zajímavá.

### 6.1.4 Dočasné skladování a trvalé uložení

Všechny tři projekty přihlášené v tendru používají stejnou filozofii zacházení s vyhořelým palivem, ale technické řešení je opět odlišné. V projektech je obsažen mezisklad typu AR (*kapitola 4.1*), který používá mokrou technologii skladování. Tento mezisklad je více znám pod pojmem bazény skladování vyhořelého paliva (BSVP) a právě sem jsou přemístěny čerstvě vyhořelé palivové soubory.

Po určité době se palivové soubory z bazénů vyjmou a přemístí v kontejnerech zajišťujících přepravní i skladovací funkci (*kapitoly 4.1.2 a 4.3.1*) do meziskladu umístěném přímo v areálu JE Temelín (*kapitola 4.3.3*). V tomto meziskladu, využívajícím suchou

technologii skladování, bude vyhořelé palivo umístěno tak dlouho, dokud se nerozhodne jak s ním dále naložit.

Jak už bylo zmíněno výše v ČR zatím nepadlo rozhodnutí, co se s vyhořelým palivem udělá v budoucnu. Možnosti přepracování, transmutace a trvalého uložení byly už také zmíněny. Projekty však tyto operace už nezahrnují.

### 6.1.5 Doprava

Protože se jednotlivé operace palivového cyklu neprovádějí na jednom místě, je doprava součástí palivového cyklu pro všechny jaderné elektrárny a jaderná energetika by bez ní nemohla existovat. S přibývajícimi operacemi tohoto cyklu se zvyšuje potenciální nebezpečnost i možnost zneužití jaderného materiálu. To je důvod k tomu, aby se přijala bezpečnostní opatření během přepravy a omezilo se riziko úniku radioaktivních látek v případě nehody.

Přeprava a různé manipulace s uranovou rudou od vytěžení až po úpravu na  $U_3O_8$  jsou řešeny různými způsoby. Zařízení na drcení a úpravu bývá nedaleko nalezišť uranové rudy, proto se využívá různých dopravníků, vleček atd. Náklady na tyto operace jsou zahrnuty v ceně uranu. Následuje konverze na  $UF_6$ , která se provede buď v obohacovacím závodu, nebo v jiném zařízení. Uran se ve speciálních sudech ( $U_3O_8$ ), nebo tlakových lahvích ( $UF_6$ ) dopravuje především železniční, námořní, kamionovou i leteckou přepravou, nebo jejich kombinací. Z obohacovacího závodu putuje obohacený  $UF_6$  opět v tlakových lahvích do fabriční továrny. Náklady na transporty hradí zákazník.

Dopravu hotových palivových souborů z fabričního závodu do jaderné elektrárny opět hradí zákazník. Do jaderného reaktoru se palivo zaveze a po vyhoření i vyveze tzv. zavážecím strojem. Vyhořelé palivové soubory se umístí do bazénů vyhořelého paliva a po určité době se opět zavážecím strojem přemístí do přepravního kontejneru. Ten se železniční vlečkou přepraví do meziskladu, kde bude uložen. Tyto operace bude zajišťovat po technické i ekonomické stránce provozovatel jaderné elektrárny. [42]

## 6.2 Projekt MIR 1200

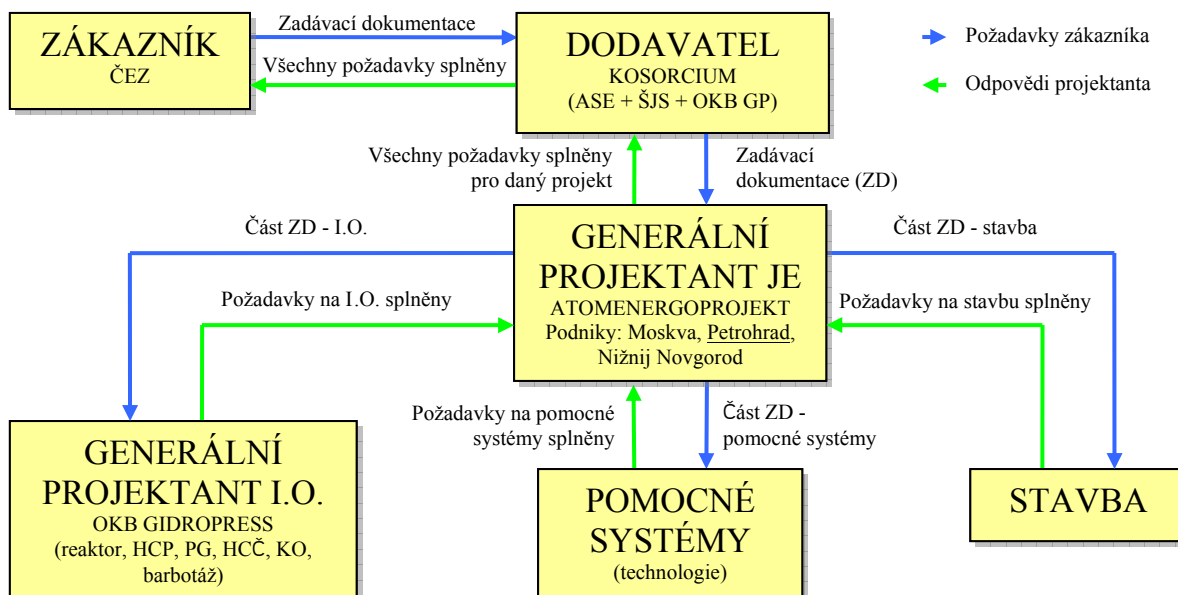
Projekt MIR 1200 (Modernized International Reactor) představuje projekt AES-2006 pro ČR, generálním projektantem jaderného ostrova je SpbAEP (Petrohradský Atomenergoprojekt) a generálním projektantem primární části (reaktornaja ustanovka) pak OKB Hidropress. Ve spolupráci se ŠKODA JS, a.s. a společností Atomstroyexport založily výše uvedené společnosti Konsorcium na dostavbu bloků 3 a 4 Jaderné elektrárny Temelín. Společnost Atomstroyexport vznikla v roce 1998 sloučením firem Atomenergoexport a Zarubezhatomenergostroy, které měly více jak 25 let zkušeností v oblasti spolupráce se zahraničními zákazníky a především s provozem, výstavbou a modernizací jaderných elektráren. Atomstroyexport patří do konsorcia Rosatomu, nástupce Minenerga (Ministerstvo energetiky SSSR) resp. Minatomu (Ministerstvo jaderného průmyslu SSSR, později Ruské Federace), jenž má v oblasti jaderné energetiky více než padesátileté zkušenosti. V 60. a 70. letech 20. století bylo Minenergo, resp. jemu podřízené podniky jedinými dodavateli zařízení pro jadernou energetiku do bývalého východního bloku. V důsledku této činnosti bylo postaveno 65 bloků jaderných elektráren s reaktory typu VVER. Tyto reaktory jsou zejména provozovány v bývalých postkomunistických zemích jako je Maďarsko, Bulharsko, Slovensko a dále především v Číně a Indii. V ČR jsou obě provozované jaderné elektrárny vybaveny právě reaktory typu VVER.

Společnost Atomstroyexport je schopna zprostředkovat všechny činnosti související s životním cyklem jaderné elektrárny a to především projektováním, dodávkami zařízení, montáží, uváděním do provozu, údržbou, opravami, modernizacemi, vyřazením z provozu a likvidací. Je také schopna pokrýt i operace spojené s dodávkou čerstvého paliva a hospodařením s vyhořelým palivem a radioaktivním odpadem.

MIR 1200, nebo také VVER 1200,V491 je jedním z nejnovějších ruských projektů. Jedná se o modernizovaný lehkovodní reaktor, který je odvozený od osvědčené řady reaktorů VVER 1000,V320. V současné době probíhá výstavba referenčních bloků VVER 1200,V491 v Rusku - dva bloky v lokalitě JE Leningradská, dva bloky v JE Novovoronežská 2 (zde je generálním projektantem Atomenergoprojekt Moskva - mírně odlišný projekt, zejména v části bezpečnostních a pomocných systémů), dále se staví několik bloků v Číně. [43,44]

V tendru na dostavbu JE Temelín nyní probíhá proces zpracování zadávací dokumentace a vytvoření nabídky dodavatelem. Tento standardní proces je naznačen na *obrázku 9*.

Palivo pro nové bloky v projektu MIR 1200 by dodávala společnost TVEL minimálně po dobu prvních devíti let provozu. Obchodování s palivem pro tyto bloky (obr. 6) by mělo probíhat obdobně jako u dodávek paliva pro současné temelínské bloky VVER 1000.



Obr. 9: Schéma informačních toků projektu MIR 1200

### 6.2.1 Konstrukce a výroba paliva

Jak už bylo zmíněno výše dodávky paliva pro projekt MIR 1200 by zajišťoval ruský dodavatel TVEL, který v současné době dodává palivové soubory do temelínských reaktorů VVER 1000. Jelikož projekt MIR 1200 vychází z VVER 1000, nebude se konstrukce palivových souborů výrazně lišit (palivový soubor TVSA-T pro VVER 1000 je popsán v kapitole 2 a na obrázku 1). Pro dostavbu JE Temelín připadá v úvahu několik možných konstrukcí palivových souborů od dvou konstruktérů (OKBM Nižnij Novgorod a OKB Hidropress). Celkové rozměry a šestihránná konstrukce zůstávají stejné u všech variant. V aktivní zóně je 163 palivových souborů poskytující výkon 3200 MWt. Za 18-ti měsíční kampaň je zapotřebí vyměnit přibližně třetinu souborů. Provozní tlak primárního okruhu se u MIR 1200 zvýšil na 16,2 MPa.

Konstrukce jednotlivých variant palivových souborů:

- **Palivový soubor TVSA-PLUS** (TVS znamená palivový soubor, A - alternativní)

Palivový soubor TVSA-PLUS, jehož projektantem a konstruktérem je Nižněnovgorodská konstrukční kancelář OKBM, představuje další vývoj palivového souboru TVSA a podobá se

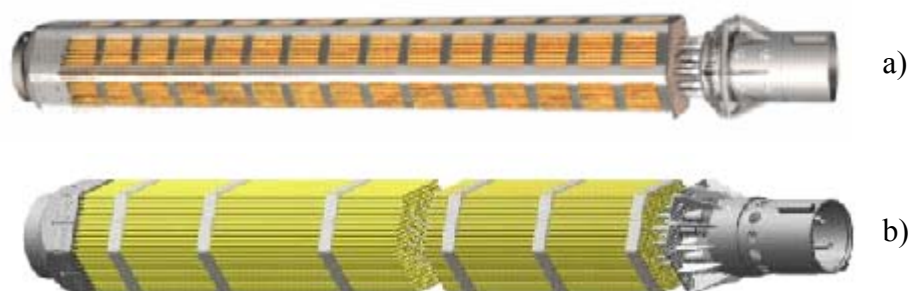
současně provozovanému typu TVSA-T (T - jako Temelín). Skládá se z horní a dolní hlavice, 312 palivových proutků, centrální (instrumentační) trubky, 18 vodících trubek, 15 distanční mřížek a úhelníků. Skelet, tvořený distančními mřížkami, vodícími trubkami, centrální trubkou a úhelníky, slouží pro zajištění tuhosti konstrukce a zabránění mechanickému namáhání palivových proutků. Palivové proutky mají velmi podobnou konstrukci jako u TVSA-T a identickou palivovou peletku. TVSA-PLUS prošel zkušebním provozem na 1. bloku jaderné elektrárny Kalininská (VVER 1000, V338)

Charakteristiky TVSA-PLUS:

- Možnost zvýšení výkonu až na 104 %
- 18-ti měsíční kampaň
- Možnost změny výkonu v intervalu 100 % - 75 % - 100 %
- Výpočtové vyhoření do 72 MWd/kgU (v ČR SÚJB zatím povoluje maximální vyhoření 64 MWd/kgU)
- Zvýšená ochrana proti vniknutí cizích předmětů (filtr proti mechanickým nečistotám od 2 mm průměru)
- Možnost opravit netěsného palivového souboru v podmínkách JE

#### • **Palivový soubor TVS-2M**

Tento palivový soubor vznikl z TVS-2 a tentokrát jde o vlastní vývojovou větev společnosti OKB Gidropress. Konstrukčně se na první pohled od TVSA-PLUS odlišuje absencí skeletu a počtem distančních mřížek. Tuhost palivového souboru konstruktéři dosáhli větším počtem distančních mřížek, který se zvýšil na 13, jiným typem spojení distančních mřížek a vodících trubek i použitím jiného materiálu. Absence úhelníků přináší některé výhody oproti předchozímu typu souboru. Výše zmíněné části skeletu totiž omezují příčné promíchávání chladiva a usměřňuje proudění chladiva přes aktivní zónu reaktoru. To je nežádoucí jev z hlediska odvodu tepla z pokrytí palivových proutků. Palivo bez úhelníků tedy umožňuje lepší promíchání chladiva v aktivní zóně. Navíc sníží celkovou hmotnost palivového souboru a také množství materiálu potřebné na jeho výrobu. Ostatní charakteristiky má však podobné TVSA-PLUS. TVS-2M je použit na všech čtyřech blocích Balakovské JE (VVER 1000,V320) a také na čtyřech blocích elektrárny Rostovská (VVER 1000,V320). Dále se dodává do Číny do elektrárny Tjaňwaň.



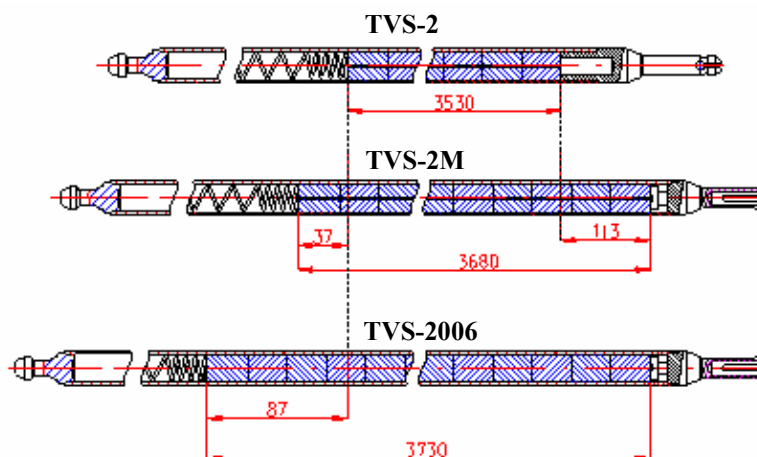
Obr. 10: Palivové soubory a)TVSA-PLUS b)TVS-2M [49]

- **Palivový soubor TVSA-12**

Další možností je TVSA-12, který je odvozen od palivového souboru TVSA- $\alpha$ . V tomto případě se konstruktéři OKBM Nižnij Novgorod a OKB Hidropress spojili a vytvořili tak společnou vývojovou větev, kterou vznikl právě TVSA-12. Tento palivový soubor obsahuje skelet s úhelníky a jak už název napovídá 12 distančních mřížek. Dále je vybaven unifikovanými horními a dolními hlavicemi, které jsou použity i u TVS-2M. TVSA-12 se měl začít zkušebně provozovat už v roce 2011 na Kalininské Jaderné elektrárně (VVER 1000,V338), ale vývoj se pozdržel.

- **Palivový soubor TVS-2006 (AES-2006)**

Jde o nejnovější typ palivového souboru vyvíjený společností OKB Hidropress, který vychází z TVS-2 a TVS-2M. Tento palivový soubor s 13 distančními mřížkami opět nemá úhelníky. TVS-2006 je plně unifikovaný s TVS-2M, tzn. používá stejné horní a dolní hlavice, distanční mřížky, vodící trubky, centrální trubku i některé součásti palivových proutků. Změnou oproti TVS-2M je použití nového tzv. opčního palivového proutku, který je vyvíjen pro použití v projektu MIR 1200. Palivový proutek je delší než proutky u všech předchozích palivových souborů (obrázek 11), ale celková délka souboru zůstává zachována. Konstrukčně se toho dosáhne zmenšením hlavice palivového souboru a zmenšením mezery mezi hlavicí a horními konci palivových proutků.



Obr. 11: Palivové proutky [46]

- **Palivový proutek**

Vývoj nového palivového proutku v sobě, mimo jiné, zahrnuje práce zaměřené na nalezení optimálního materiálu pokrytí. Jsou vyvíjeny a zkoušeny nové materiály (E110M, E125, E635M). Materiálový výzkum má za cíl zvýšit mez radiační křehkosti, korozní odolnosti a teploty tavení. Tyto nové slitiny by měly umožnit zmenšit tloušťku pokrytí palivových proutků (z původních 0,69 mm na 0,59 mm) a tím zlepšit parametry přestupu tepla. Projekt MIR 1200 uvažuje o prodloužení aktivní zóny reaktoru až na 3730 mm (oproti původnímu VVER 1000, V320 - 3680 mm), tedy se zvýšením počtu peletky v palivovém proutku (*obrázek 11*).

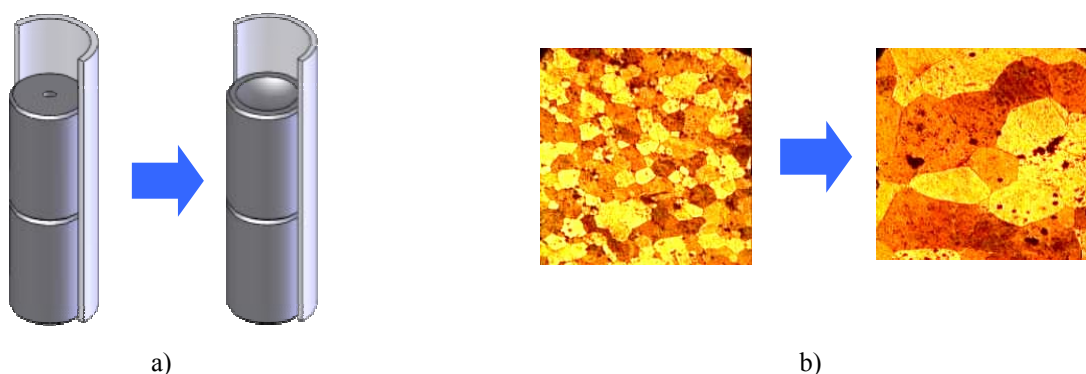
- **Palivová peletka**

Z vylepšení pokrytí palivového proutku plynou i změny palivové peletky. Zmenšením tloušťky pokrytí by se mohl zvětšit průměr peletky z 7,53 mm na 7,6 nebo dokonce 7,8 mm. Další testovanou změnou je náhrada středního otvoru vybráním čel peletky uvedeném na *obrázku 11 a*), kterým se ruští konstruktéři inspirovali u amerického paliva. S touto změnou je spojeno i další vylepšení. Jelikož střední otvor měl především funkci odvodu vznikajících plynů během provozu v aktivní zóně reaktoru, musejí konstruktéři vyřešit problém vzniklý jeho odstraněním. Hromadící se plyn by totiž způsobil napuchání peletky a mohl by vést až k roztěsnění palivového proutku. Částečně je tento efekt kompenzován vybráním, ale konstruktéři šli ještě dál. Zvětšili velikost zrna samotného materiálu peletky (*obrázek 11 b*)), protože plyn se vytváří a hromadí hlavně na okraji těchto zrn a proto platí: čím větší zrna, tím menší produkce a hromadění plynů. Střední průměr zrna se tedy změnil z 10  $\mu\text{m}$  na 25  $\mu\text{m}$ . Vylepšení nově vyvíjeného palivového proutku jsou shrnuta v *tabulce 1*.

Zvětšení peletky, zvětšení aktivní zóny a absence otvoru by rovněž přinesly výhodu vyššího obsahu uranu v peletce, proutku, palivovém souboru a i v celém reaktoru. To umožní buď méně obohacovat (snížit náklady na obohacovací práci a množství přírodního uranu), nebo přejít na delší kampaň. [45]

Charakteristika	Současný palivový proutek (TVS-2, TVS-2M)	Palivový proutek nové generace (TVS-2006)
<b>Materiál pokrytí</b>	E110 - elektrolytické zirkónium	E110 M - pórovité zirkónium
<b>Zpracování povrchu pokrytí</b> - vnější - vnitřní	leptání leptání	broušení leptání proudem roztoku
<b>Pokrytí</b> - průměr vnější/vnitřní [mm]	9,1/7,73	9,1/7,73 (7,93)
<b>Peletka</b> - průměr vnější/vnitřní [mm] - střední průměr zrna [μm]	7,53/1,4 10	7,6/1,2 nebo 7,8/0 25

Tab. 1: Rozdíly v konstrukci současných a nových palivových proutků a peletek [46]



Obr. 12: Konstrukční změny a) palivová peletka b) velikost zrna peletky [45]

V nabídce pro dostavbu JE Temelín bude dodavatel s největší pravděpodobností nabízet palivové soubory TVS-2006 (AES-2006). Společnost ČEZ si však může vybrat kterýkoliv typ palivového souboru. Palivové soubory TVSA-PLUS, TVS-2M a TVSA-12 také připadají v úvahu pro současně bloky VVER 1000 JE Temelín. Zákazník si také může nechat upravit, nebo vybavit palivové soubory různými vylepšeními jako například pěti instrumentačními trubkami ve vrcholech šestihrábného průřezu (lepší přehled o teplotách a neutronovém toku v AZ reaktoru).



## 6.2.2 Dočasné skladování

Jelikož projekt MIR 1200 vychází z projektu VVER 1000,V320, nebude se měnit konstrukce ani umístění bazénů skladování vyhořelého paliva, které jsou popsány v kapitole 4.3.1 a není zapotřebí je zde znovu popisovat. Protože se výrazně nemění tvar palivových souborů, mohlo by být použito podobných kontejnerů, jako jsou kontejnery CASTOR 1000/19 (kapitola 4.3.2) sloužící pro přepravu a skladování v meziskladu. Pro nový typ kontejnerů bude potřeba znovu provést proces jejich licencování.

## 6.3 Projekt AP 1000

AP 1000 (Advanced Passive - pokročilá pasivní technologie) je nejnovějším a nejmodernějším projektem americké společnosti Westinghouse Electric Company. Tato společnost byla založena už v 19. století Georgem Westinghousem. V současné době se společnost Westinghouse zabývá především jadernou energetikou a má v této oblasti více jak 50 let zkušeností. Za dobu svého působení se stále drží na čele vývoje a produkce jaderných elektráren. Není proto divu, že přes 50 % jaderných elektráren na světě a 60 % v USA je založeno právě na technologii od společnosti Westinghouse.

Westinghouse se v jaderné energetice zaměřuje na tři klíčové oblasti. První je výstavba samotných jaderných elektráren od vyprojektování až po předání do provozu. Druhou je konstrukce a dodávky palivových souborů. Poslední oblast je tzv. jaderný servis, tedy obstarání všeho co je potřeba k provozu a i k vyřazení jaderné elektrárny.

AP 1000 vychází z prototypu AP 600, který nebyl komerčně využit kvůli malému výkonu. Ovšem velmi dobře posloužil k ověření konstrukce a jako výchozí bod při projektování většího AP 1000. První reaktory AP 1000 se nyní budují v čínském Sanmenu a Haiyangu. V USA probíhají stavební práce na dvou blocích JE Vogtle ve státě Georgia a dalších dvou blocích JE V.C. Summer v Jenkinsvillu.

Projekt pro dostavbu JE Temelín je samozřejmě také ve fázi vytváření nabídky dodavatelem.

Společnost Westinghouse byla dodavatelem paliva pro prvních 10. let provozu temelínských reaktorů VVER 1000 a dodala i systém kontroly a řízení. [43,47]

### 6.3.1 Konstrukce a výroba paliva

Dodávku paliva pro projekt AP 1000 by zajišťovala sama společnost Westinghouse z některého ze svých fabričních závodů.

- **Palivový soubor**

AP 1000 používá čtvercovou konstrukci palivových souborů (**příloha D**). Jelikož tlaková nádoba reaktoru má opět válcový tvar, tak čtvercová konstrukce palivových souborů hůře vyplňuje aktivní zónu reaktoru. Výhodou je jednodušší konstrukce souborů. V aktivní zóně reaktoru je umístěno 157 palivových souborů, které mají výkon 3400 MWt. Za 18-ti měsíční kampaň se předpokládá výměna přibližně 52 palivových souborů.

Palivový soubor se skládá z:

- **Horní hlavice (horního nátrubku)**
- **264 palivových proutků**
- **Centrální (instrumentální) trubky**
- **24 vodících trubek klastru**
- **10 distančních mřížek**
- **4 mřížek pro zlepšení míchání chladiva**
- **Dolní hlavice (dolního nátrubku)**

AP 1000 FA (palivový soubor) vychází z dvou typů souborů 17 x 17 XL RFA (Robust Fuel Assembly) a 17 x 17 RFA. AP 1000 FA je téměř identický se souborem 17 x 17 XL RFA, který má prodlouženou aktivní délku palivového sloupce. Navíc jsou na tomto souboru umístěny 4 mřížky pro zlepšení míchání chladiva, které jsou identické s mřížkami použitými na 17 x 17 RFA, který takové mřížky obsahuje 3.

V palivovém souboru jsou palivové proutky, centrální trubka i vodící trubka uspořádány do čtvercové matice 17 x 17. Pevnost palivovému souboru, jako u ruské konstrukce, dodává pevný rám tzv. skelet, který vznikne propojením centrální trubky, vodících trubek a distančních mřížek. Distanční mřížky zajišťují rozestup a omezují vibrace palivových proutků, dále také zlepšují promíchání chladiva během průchodu aktivní zónou reaktoru. V dolní hlavici je vložen filtr a ochranná mřížka, což minimalizuje poškození palivových proutků kvůli mechanickým nečistotám, které se mohou vyskytovat v chladivu. AP 1000 FA je navržen na provozní tlak 15,513 MPa.

- **Palivový proutek**

Palivový proutek AP 1000 na obrázku v **příloze D** se skládá z tenkostěnné trubky (tzv. pokrytí), horní a dolní koncovky. Uvnitř se pod horní koncovkou nachází pružina a pod ní je sloupec palivových peletek. Palivový sloupec může být z obou stran obklopen axiálním blanketem, který tvoří peletky z přírodního, nebo ochuzeného uranu. Vnitřní prostor je

vyplněn héliem. Pokrytí má tloušťku 0,572 mm a je vyrobeno z materiálu ZIRLO, což je pokročilá slitina zirkonia s podobnými vlastnostmi jako Zircaloy-4, která byla vyvinuta pro prodloužení palivové kampaně na 18 měsíců a vyšší vyhoření proutku 62 MWd/kgU. Dolní koncovka palivového proutku je prodloužena do úrovně poslední distanční mřížky, aby se zamezilo poškození pokrytí palivového proutku a má na konci zúžení pro usnadnění manipulace během sestavování palivového souboru. Délka palivového sloupce je 4,27 m.

- **Palivová peletka**

Jde o malý váleček keramického oxidu uraničitého  $UO_2$  s obohacením do pěti procent uranem  $U^{235}$  s průměrem 8,19 mm a výškou 9,83 mm. Peletky mají mírné „miskovité“ vybrání z čel, které kompenzuje teplotní roztažnost a napuchání díky hromadění plynu a produktů štěpení. Hrany peletky jsou mírně zkoseny, což zlepšuje vyrobitelnost a zmenšuje potenciální možnost poškození během manipulací. U vybraných palivových souborů jsou použity palivové peletky, které mají naprášenou vrstvu vyhořívajícího absorbátoru. Jako vyhořívající absorbátor může být použit buď borid zirkonia  $ZrB_2$ , nebo gadolinium  $Gd_2O_3$ . [50,51]

### 6.3.2 Dočasné skladování

Projekt AP 1000 se od projektu MIR 1200 odlišuje především koncepcí a umístěním skladovacích prostor a nakládání s palivem přímo v jaderném bloku. Čerstvé palivové soubory jsou umístěny do skladu čerstvého paliva v tzv. palivové budově (fuel building), která je v těsném sousedství kontejmentu bloku. Když je potřeba vyměnit část palivových souborů v reaktoru, tak se tyto soubory postupně vyjímají z reaktoru zavážecím strojem a přepravním kanálem putují skrz kontejment do palivové budovy. Tam se pomocí dalšího zavážecího stroje uskladní v bazénech skladování vyhořelého paliva. Pak se čerstvé palivo obráceným postupem přesune do reaktoru. V kontejmentu je jen malý mezisklad sloužící pro usnadnění manipulací.

I když je palivová budova umístěna mimo kontejment, musí splňovat nejpřísnější bezpečnostní kritéria a odolat všem uvažovaným vnějším vlivům (zemětřesení, vítr, tornáda, záplavy a pád letadla). Toto uspořádání přináší velké výhody jako například, že se s vyhořelým palivem může manipulovat i za provozu bloku a tím se zbytečně neprodłużují odstávky pro výměnu paliva. Další výhodou je, že díky tomuto umístění není potřeba tak veliký kontejment, což sníží náklady na výstavbu.

- **Sklad čerstvého paliva**

Jedná se o železobetonovou šachtu bez výstelky hlubokou 5,2 m, která je vybavena samospádovými odtoky, aby se zamezilo nežádoucímu zaplavení havarijním únikem vody. Čerstvé palivové soubory jsou umístěny v mřížkách s absorpčního materiálu, navržených tak, aby zde šlo skladovat palivo maximálního možného obohacení. Mřížky umožňují vysokou hustotu ukládání, s centrálním rozestupem 27,7 cm, ale zabezpečují dostatečnou míru podkritičnosti. Za normálních podmínek je tento sklad provozován jako suchý, avšak v havarijním případě může být zaplaven vodou s roztokem kyseliny borité. Do tohoto skladu se dá uložit celkem 72 palivových souborů.

Bokorys skladu čerstvého paliva je uveden v **příloze E**.

- **Bazény skladování vyhořelého paliva**

Projekt AP 1000 používá stejný princip skladování vyhořelého jaderného paliva jako MIR 1200. Opět se jedná o železobetonovou šachtu vystlanou plechem z nerezové oceli hloubky 13 m. Vyhořelé palivové soubory jsou umístěny do mřížek z absorpčního materiálu a stejně jako u skladu čerstvého paliva je zde zajištěna vysoká hustota ukládání, podkritičnost, skladování paliva s maximálním možným obohacením. Skladovací mřížky jsou vyrobeny z materiálu Metamic, což je slitina hliníku a karbidu bóru tloušťky 3 mm a jsou rozděleny do dvou regionů. Region 1 má centrální rozestup mřížky 277 mm a Region 2 má rozestup jen 229 mm. BSVP mají pozice pro 619 volně stojících palivových souborů a dalších 5 míst pro netěsné soubory. Šachta je naplněna vodou s nominální koncentrací kyseliny borité 2700 ppm. Obsah vody je za normálního provozu 866 m<sup>3</sup> a její teplota nesmí překročit 50 °C. Chlazení, čištění a doplňování zajišťují dva nezávislé systémy, které obsahují hlavně čerpadla, tepelné výměníky, demineralizační jednotky, filtry, potrubí a armatury.

Půdorys BSVP je uveden v **příloze E**.

- **Šachta transportního kontejneru**

Je umístěna v palivové budově vedle BSVP a slouží k vyvážení dostatečně vychlazeného paliva z bloku. Vytažením hradítka se propojí s BSVP, palivové soubory se pod hladinou přemístí do kontejneru. Pak se kontejner uzavře, šachta se oddělí a vypustí, dále se zde kontejner vysuší a dekontaminuje. Je to opět železobetonová šachta s výstelkou z nerez oceli.

[56]

## 6.4 Projekt EPR

V tendru o dostavbu JE Temelín jde o projekt s největším instalovaným výkonem 1600 až 1650 MWe. Zkratka EPR původně znamenala European Pressurised water Reactor (evropský tlakovodní reaktor), ale po zájmu i mimo Evropu byl význam této zkratky přehodnocen na Evolutionary Power Reactor (evoluční energetický reaktor).

Projekt pochází od sdružení Areva, které vzniklo v roce 2001 sloučením francouzských společností Framatom, Cogema, Technicatome a jaderné divize německého Siemensu. Většinový podíl v Arevě mají v rukou francouzské firmy (66 %) a menšinový německý Siemens (34 %).

Areva se v jaderném průmyslu zabývá těžbou uranových rud, dále zpracováním a obohacováním uranu. Další významnou aktivitou je projektování, konstrukce jaderných elektráren a jaderný servis. Společnost zahrnuje i výzkum a zabývá se také přepracováním vyhořelého jaderného paliva.

Sloučením francouzských firem a německého Siemensu znamenalo spojení zkušeností z výstavby a provozu více jak 100 jaderných bloků po celém světě. Z těchto bohatých zkušeností se zrodil nejnovější projekt EPR, který je evolučním projektem III+ generace. Výstavba referenčních bloků probíhá ve Francii třetí blok JE Flamanville, ve Finsku třetí blok JE Olkiluoto a v Číně první dva bloky JE Tchaj - šan (Taishan).

Projekt EPR účastníci se tendru dostavby JE Temelín je v současné době stejně jako předchozí dva projekty ve fázi vytváření nabídky. [43]

### 6.4.1 Konstrukce a výroba paliva

Konstrukci a výrobu paliva by zajišťovala společnost AREVA ze svého fabričního závodu ve Francii.

- **Palivový soubor**

Stejně jako u AP 1000 je v projektu EPR použita čtvercová konstrukce (**příloha F**). V aktivní zóně reaktoru se nachází 241 palivových souborů poskytujících výkon 4500 až 4590 MWt. Výměna paliva bude opět probíhat kampaňovitě s délkou kampaní 18 měsíců. Projekt počítá s výměnou až 96 palivových souborů za kampaň.

Palivový soubor se skládá z:

- **Horní hlavice (horního nátrubku)**
- **265 palivových proutků**
- **24 vodících trubek klastru**
- **10 distančních mřížek (U.S. EPR)**
- **Dolní hlavice (dolního nátrubku)**

V EPR FA jsou palivové proutky a vodící trubky uspořádány do čtvercové matice 17 x 17. Největšími rozdíly oproti AP 1000 FA je absence mřížek pro zlepšení míchání chladiva a absence centrální instrumentální trubky. K instrumentaci je využita jedna nebo dvě z vodících trubek a je tedy necentrální. Toto řešení poskytuje výhodu jednoho palivového proutku navíc v každém palivovém souboru. Pevný rám palivového souboru tvoří skelet, který vznikne svařením distančních mřížek s vodícími trubkami a je navržen se speciálním důrazem na omezení ohybu palivových souborů. Distanční mřížky opět vymezují rozestup palivových proutků, omezují vibrace a pomáhají promíchávat chladivo v AZ.

EPR FA je osazen dvěma druhy distančních mřížek, které se liší především použitým materiálem. První a poslední mřížka je typu HMP (High Mechanical Performance - vysoká mechanická odolnost) a je vyrobena ze slitiny niklu 718, která je velmi odolná a má dobré mechanické vlastnosti. Prostředních 8 distančních mřížek je typu HTP (High Thermal Performance - vysoká tepelná odolnost) a ty jsou vyrobeny ze slitiny M5, která má vysokou tepelnou odolnost a méně omezuje neutronový tok. Další odlišností mřížek je, že HTP mřížky jsou vybaveny míchacími křídélky a HMP mřížky ne. Vodící trubky jsou vyrobeny ze slitiny M5 a horní i dolní hlavice jsou ze slitiny 718. Horní hlavice je navíc snímatelná, což umožňuje výměnu netěsného palivového proutku a také je pro zamezení špatného natočení palivového souboru vybavena otvorem v jednom rohu, do kterého zapadne západka zavážecího stroje. EPR FA je navržen na provozní tlak 15,5 MPa.

#### • **Palivový proutek**

Palivový proutek EPR se skládá z pokrytí, horní a dolní koncovky. Horní i dolní koncovky jsou k trubce pokrytí přivařeny, aby se zajistila hermetičnost palivového proutku. Pod horní koncovkou je pružina z nerezové oceli, nad dolní koncovkou je podpůrná objímka a mezi nimi se nachází palivový sloupec délky 4,2 m. Z této délky může část zabrat axiální blanket, tvořeným peletkami z přírodního nebo ochuzeného uranu, který by shora i zdola obklopoval obohacenou část palivového sloupce. Pružina je zde aby nevznikla mezera mezi

peletkami a zároveň byla kompenzována teplotní roztažnost. Vnitřní prostor proutku je vyplněn héliem. Konstrukce palivového proutku je na obrázku v **příloze F**.

Pokrytí palivového proutku EPR má tloušťku stěny 0,55 mm a je vyrobeno ze slitiny M5 obsahující zirkonium. Tento nový materiál výrazně zvyšuje odolnost proti korozi a umožňuje tak délku kampaně 18 měsíců, vyšší provozní teplotu a vyšší vyhoření proutku 62 MWd/kgU.

- **Palivová peletka**

Palivové peletky EPR jsou velmi podobné peletkám AP 1000. Materiál válečku je keramický oxid uraničitý  $UO_2$  vytvořený procesem slynutí za velké teploty. Maximální obohacení je 4,95 %  $^{235}U$  s tolerancí 0,05 %. Mají také „miskovitě“ vybrání a zkosené hrany. EPR peletky mají vnější průměr 8,19 mm a výšku 13,49 mm. Návrh aktivní zóny počítá s tím, že některé palivové soubory budou obsahovat peletky s vyhořívajícím absorbátorem. V tomto případě se jedná o gadolinium  $Gd_2O_3$ , které je rovnoměrně rozloženo v materiálu peletky. [52,53,54,55]

#### 6.4.2 Dočasné skladování

Projekt EPR používá stejnou koncepci, umístění a nakládání s jaderným palivem jako projekt AP 1000. Je zde opět palivová budova přiléhající ke kontejmentu, ve které je především sklad čerstvého paliva NFS (New Fuel Storage), bazény vyhořelého paliva UFS (Underwater Fuel Storage) a šachta transportního kontejneru. Vyvážení a zavážení palivových souborů je prováděno, stejně jako u AP 1000, přepravním kanálem skrz kontejment (**příloha G a H**). Projekt EPR také obsahuje překládací prostor uvnitř kontejmentu sloužící pro usnadnění manipulací. Palivová budova má železobetonovou obálku, která chrání vnitřní vybavení před účinky přírodních jevů jako zemětřesení, tornáda, záplavy, hurikánů a pádu letadla. Palivová budova je zařazena do první kategorie seizmické odolnosti a musí odolat i v případě vnitřního požáru. Výhodou tohoto uspořádání je možnost manipulace s palivovými soubory za provozu bloku a i to, že sklady nezabírají místo v kontejmentu.

- **Sklad čerstvého paliva NFS**

NFS je železobetonová šachta bez výstelky, který používá suchou technologii skladování. Obsahuje mřížku z absorpčního materiálu, ta poskytuje podporu a rozestup volně stojícím palivovým souborům. Každá mřížka má 12 pozic a horní část trychtýřovitě rozšířenou pro usnadnění vkládání palivových souborů. V NFS jsou provedena opatření proti vniku a

hromadění vody. Čerstvé palivové soubory bývají uloženy i do mokrého skladu, to se ale týká palivových souborů obsahujících směsné palivo MOX.

- **Bazény skladování vyhořelého paliva (UFS)**

Jedná se o vyztuženou železobetonovou šachtu s výstelkou nerez ocelí hloubky 13,9 m. Vyhořelé, ale i čerstvé palivové soubory jsou umístovány do mřížek z absorpčního materiálu, kterých je 19 a jsou navzájem pospojovány. Maximální kapacita je 1167 pozic a jedna z mřížek obsahuje 5 pozic pro netěsné palivové soubory. BSVP poskytují kapacitu na minimálně 10 let provozu a musí mít vždy 241 volných pozic pro havarijní vyvezení aktivní zóny reaktoru. Palivové soubory jsou volně stojící. BSVP jsou naplněny vodou s roztokem kyseliny borité koncentrace 1700 ppm. Teplota vody se udržuje na 49 °C a za žádných okolností nesmí překročit 60 °C. O to se starají dva nezávislé systémy zajišťující chlazení a doplňování. Okruhy chlazení a doplňování se skládají především z čerpadel, tepelných výměníků, zásobníků pro doplňování, potrubí a armatur. O čištění se stará další samostatný systém, který se skládá z čerpadel, které pumpují vodu přes řadu filtrů, potrubí a armatur. BSVP jsou navrženy tak, aby se zabránilo nežádoucímu vypouštění vody. To se týká hlavně systému chlazení a čištění.

Půdorys BSVP je uveden v příloze G.

- **Šachta transportního kontejneru**

V sousedství BSVP je umístěna šachta transportního kontejneru, která slouží k umístění transportního kontejneru pro vyvezení palivových souborů z bloku ven. Postup manipulací probíhá obdobně jako u AP 1000. [57,58]

## 6.5 Stanovení ceny paliva

Stanovení ceny jaderného paliva začíná u fyzikálního navržení aktivní zóny reaktoru. Po navržení aktivní zóny jsou známa potřebná obohacení palivových proutků ( $x_p$ ) a hmotnost uranu ve všech palivových souborech ( $P$ ) zavážených do reaktoru. Pokud se nejedná o první zavážku paliva, tak je určen počet palivových souborů, které se budou v dané kampani měnit.

Nejprve se musí určit kolik je zapotřebí přírodního uranu pro obohacovací proces ( $F$ ). Vychází se z výpočtu podle vzorečků 1 a 2.

$$F = P + W \quad (1)$$

$$F \cdot x_f = P \cdot x_p + W \cdot x_w \quad (2)$$



Kde:  $F$  (kg) je hmotnost přírodního uranu vstupujícího do obohacovacího procesu,  
 $P$  (kg) je hmotnost obohaceného uranu vystupujícího z obohacovacího procesu,  
 $W$  (kg) je hmotnost ochuzeného uranu vystupujícího z obohacovacího procesu,  
 $x_f$  (%) je obsah U235 v přírodním uranu vstupujícího do obohacovacího procesu,  
 $x_p$  (%) je obsah U235 v obohaceném uranu vystupujícího z obohacovacího procesu,  
 $x_w$  (%) je obsah U235 v ochuzeném uranu vystupujícího z obohacovacího procesu.

$x_f$  se pohybuje okolo 0,7 %,  $x_w$  nám udává účinnost obohacování. Hmotnosti  $F$  a  $W$  vypočteme podle vzorců 3 a 4.

$$F = P \frac{x_p - x_w}{x_f - x_w} \quad (3)$$

$$W = P \frac{x_p - x_f}{x_f - x_w} \quad (4)$$

Z vypočtené hmotnosti v kilogramech  $F$  přírodního uranu ( $U_3O_8$ ) se vynásobením stanoví **cena za pořízení uranu** (obrázek 7).

Dále se určí **cena za konverzi**  $U_3O_8$  na  $UF_6$  vynásobením vypočtené hmotnosti uranu v kilogramech a ceny konverze (obrázek 7). Cena za pořízení uranu i cena konverze jsou obchodovatelné na burze.

Následuje určení ceny za obohacovací práce tzv. jednoty (SWU) na kilogram uranu (rovnice 5 a 6).

$$SWU = \left[ P \cdot V(x_p) + W \cdot V(x_w) - F \cdot V(x_f) \right] \cdot T \quad (5)$$

Zde jsou neznámé  $V(x_p)$ ,  $V(x_w)$  a  $V(x_f)$ . Všechny tři vypočteme podle vzorce 6, kde  $i$  představuje  $p, w, f$ . Výpočet se tedy musí třikrát zopakovat.

$$V(x_i) = (2x_i - 1) \ln \frac{x_i}{(1 - x_i)} \quad (6)$$

Pro stanovení množství SWU použijeme vzorec 5, kde  $T$  označuje kilogram. Pokud tedy rovnicí 5 vydělíme  $T$ , dostaneme počet jednotek SWU na kilogram (SWU/kg). Pro určení celkového počtu jednotek SWU stačí vynásobit SWU/kg hmotností  $P$  v kilogramech (hmotnost obohaceného uranu vystupujícího z obohacovacího procesu). Z celkového počtu SWU jednotek dostaneme **cenu za obohacování** vynásobením cenou SWU/kg. Ta je opět obchodovatelná na burze a její vývoj je naznačen na obrázku 8.

**Cenu za fabrikaci** palivových souborů si určuje každý dodavatel paliva sám a může se lišit i mezi jednotlivými závody jednoho dodavatele. Zjednodušeně zahrnuje náklady od rekonverze obohaceného  $UF_6$  zpět na  $U_3O_8$ , přes výrobu palivových peletků a ostatních částí

palivových souborů, až po sestavení palivových souborů. Fabrikace tvoří přibližně 15 % ceny a v současné době se pohybuje okolo 300 dolarů za kilogram uranu. Cena za fabrikaci palivových souborů se určí vynásobením hmotnosti  $P$  cenou za fabrikaci na kilogram.

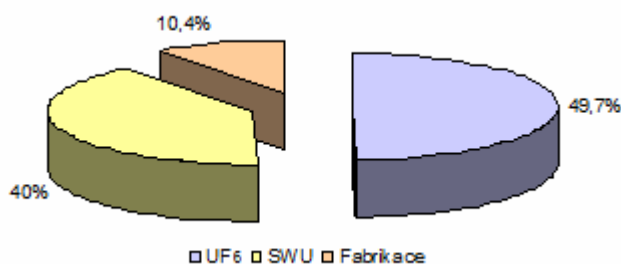
Celková přibližná cena palivových souborů se určí součtem cen za: **pořízení uranu**, **konverzi**, **obohacení** a **fabrikaci**. Pro přesnou cenu je potřeba zahrnout ztráty jednotlivých operací (konverzní, obohacovací a může být i fabrikační). Dále je nutné započíst i náklady za dopravu a související služby. V praxi se často cena za pořízení uranu a za konverzi slučují do ceny  $UF_6$ , fabrikace zahrnuje i dopravu a související služby.

Pro stanovení účinnosti palivového cyklu je potřeba vypočítat množství vyrobené energie za cyklus (GJ nebo  $MW_h$ ). Vydělením nákladů na palivo vzniknou měrné palivové náklady. Do palivových nákladů je samozřejmě nutné započíst i náklady zadní části palivového cyklu (kontejnery, mezisklad, 50 Kč z každé vyrobené  $MW_h$  na jaderný účet). [3]

### 6.5.1 Příklad stanovení ceny paliva na ETE

Jako příklad opět poslouží JE Temelín, kde se v roce 2010 na prvním a o rok později na druhém bloku měnil dodavatel paliva. Jelikož SÚJB nepovoluje provoz tzv. smíšené zóny (zóny složené z více typů palivových souborů), tak se musel u obou bloků vyměnit celý obsah paliva. V tomto případě se tedy postupuje podobně jako při návrhu zóny pro nový jaderný reaktor. První zóna je však specifická tím, že zde není žádné částečně vyhořelé palivo a navrhuje se jako vysoko úniková pro neutrony. To způsobuje velké ztráty a zóna tak musí mít větší obohacení než je obvyklé pro další kampaně. Z tohoto důvodu není dobré brát tuto první vsázku jako příklad stanovení palivových nákladů. Jako příklad jsem tedy zvolil jednu z následných kampaní.

Vsázka pro tuto 12-ti měsíční (okolo 310-ti efektivních dní) kampaň stála přes 900 miliónů korun a zaváželo se 42 čerstvých palivových souborů s obohaceními v rozmezí 4,5 % až 4,7 %. Z této částky tvořily náklady na uran ve formě  $UF_6$  necelou polovinu. Náklady na obohacování 40 % a náklady na fabrikaci přes 10 % jak je znázorněno v *grafu 1*. [39]



Graf 1: Palivové náklady [39]

## 7 Závěr

Tato diplomová práce se zabývá palivovým cyklem jaderné elektrárny. Popisuje technické řešení uspořádání paliva pro tlakovodní reaktory. Dále je orientována především na operace palivového cyklu, které se přímo týkají provozovatele jaderných elektráren v ČR. Jedná se tedy o činnosti v tzv. „zadní“ části palivového cyklu, které se týkají nakládání s vyhořelým palivem. Poskytuje také přehled současných, ale i budoucích technologií, které umožní lepší využití jaderného paliva. Nejdůležitější část je věnována novým jaderným zdrojům pro ČR.

Jako příklad jsem si vybral jadernou elektrárnu Temelín s bloky VVER 1000, která je naší nejmodernější a v současné době i poslední spuštěnou jadernou elektrárnou v Evropě. V první kapitole jsem popsal jak vypadá jaderné palivo a z čeho se skládá palivový soubor. Druhá kapitola obsahuje stručný popis palivového cyklu s vysvětlením rozdílů mezi otevřeným a uzavřeným palivovým cyklem. Třetí kapitola se zabývá skladováním vyhořelého jaderného paliva v mokřých či suchých meziskladech, přepravou v kontejnerech a konečným uložením. Je zde uveden i příklad řešení zadní části palivového cyklu aplikovaný na jaderné elektrárně Temelín. Ve čtvrté kapitole jsem uvedl možnosti dalšího využití vyhořelého jaderného paliva jako zdroje energie. Je tu popsána v současnosti používaná technologie přepracování vyhořelého paliva i budoucí transmutační technologie, která by mohla vyřešit problém s radioaktivním odpadem.

Poslední část je věnována technicko - ekonomickému zhodnocení palivového cyklu pro nové jaderné zdroje uvažované pro výstavbu v ČR. Jedná se v první řadě o výstavbu dvou nových jaderných bloků v lokalitě JE Temelín, na které už bylo vypsáno výběrové řízení a do kterého se přihlásily tři projekty: MIR 1200, AP 1000 a EPR. V úvodu kapitoly jsem uvedl důvody dostavby, posuzování vhodné lokality, legislativní proces a stav výběrového řízení i hlavní zadávací požadavky. Pokračoval jsem společnými technickými i ekonomickými rysy daných projektů zaměřenými na palivový cyklus. Dále jsem podle stejného modelu popsal všechny tři projekty. V úvodu projektu je vždy představen dodavatel a jeho projekt. Následuje popis konstrukce a výroby palivových souborů s popisem koncepce skladování paliva i nakládání s ním uvnitř jaderného bloku. Kapitulu pak uzavírá popis principu stanovení ceny paliva s příkladem stanovení ceny paliva na JE Temelín.

Zjistil jsem, že z pohledu palivového cyklu jsou projekty AP 1000 a EPR hodně podobné. Konstrukce palivových souborů i manipulace s nimi je u obou projektů velmi podobná. Rovněž koncepce dočasného skladování, kdy je čerstvé i vyhořelé palivo umístěno mimo

ochranou obálku (kontejment) v tzv. palivové budově je stejná. Jedním ze zjištěných rozdílů je, že palivový soubor EPR nepoužívá k instrumentaci centrální trubku, ale jednu z vodících trubek. To znamená, že palivový soubor EPR má jeden palivový proutek navíc. AP 1000 zase používá přídatné míchací mřížky. Dále je rozdílný počet palivových souborů v aktivní zóně reaktoru, kde EPR jich používá o celých 84 více. S tím souvisí i vyšší výkon jaderného reaktoru a celého bloku.

MIR 1200 se od ostatních odlišuje výrazněji. Velké rozdíly jsou v samotné konstrukci palivových souborů, kde je největší odlišností použití šestihřanné konstrukce zatímco AP 1000 i EPR používají čtvercovou. I v koncepci skladování se výrazně liší. Projekt MIR 1200 totiž obsahuje pouze mokrý mezisklad vyhořelého paliva uvnitř kontejmentu. Nemá sklad čerstvého paliva a tedy ani žádnou palivovou budovu, která by umožňovala manipulaci s vyhořelým palivem za provozu bloku.

Z pohledu paliva a palivového cyklu bych tedy preferoval projekty AP 1000 a EPR především díky lepší koncepci skladování paliva. Toto je však pouze jedno hledisko, které při konečném rozhodování o vítězi tendru nemusí mít velký vliv. Samozřejmě velký vliv bude mít nabídnutá cena, která však v této chvíli není známa.

V současné době je tendr ve fázi, kdy dodavatelé vytvářejí nabídky. Ty by měly být předloženy do 2.7.2012. Poté budou nabídky hodnoceny a smlouva s vítězem by měla být podepsána na konci roku 2013. Spuštění nových bloků Temelín 3 a 4 se v současné době předpokládá na období mezi roky 2022 a 2025.

## 8 Použitá literatura a webové odkazy

- [1] RNDr. KREJČÍ. *Teorie jaderných reaktorů pro LU 2011*. Presentace. Temelín, 2011.
- [2] Technická dokumentace ČEZ - *Primární část VVER 1000*. Temelín 2008. 31 s.
- [3] ROBERT G. COCHRAN, Ph.D.; NICHOLAS TSOULFANIDIS, Ph.D. *The Nuclear Fuel Cycle: Analysis and Management*. second edition. USA Illinois, La Grande Park: American Nuclear Society, 1999. 382 s.
- [4] SCHVARZ Jan. *Technicko - ekonomická analýza přepracování jaderného paliva*. Bakalářská práce. Plzeň: ZČU v Plzni, 2011. 47 s.
- [5] *Www.sinus.cz* [online]. Palivový cyklus Dostupné z WWW: <<http://www.sinus.cz/~jklamo/jeweb/cyklus.htm>>. (datum citace 4.11.2011)
- [6] *Www.world-nuclear.org* [online]. The Nuclear Fuel Cycle. Dostupné z WWW: <<http://www.world-nuclear.org/info/inf03.html>>. (datum citace 4.11.2011)
- [7] *Www.enviweb.cz* [online]. Zásoby uranu ve světě. Dostupné z WWW: <<http://www.enviweb.cz/clanek/obecne/73115/zasoby-uranu-ve-svete>>. (datum citace 4.11.2011)
- [8] *Cs.wikipedia.org* [online]. Uran (prvek). Dostupné z WWW: <[http://cs.wikipedia.org/wiki/Uran\\_%28prvek%29](http://cs.wikipedia.org/wiki/Uran_%28prvek%29)>. (datum citace 5.11.2011)
- [9] *Www.jaderny-odpad.cz* [online]. Sklady použitého jaderného paliva. Dostupné z WWW: <<http://www.jaderny-odpad.cz/mezisklady-vyhoreleho-paliva.htm>>. (datum citace 10.11.2011)
- [10] *Www.jaderna-energie.cz* [online]. Vyhořelé palivo a jeho uložení. Dostupné z WWW: <<http://www.jaderna-energie.cz/vyhorele-palivo-ulozeni.htm>>. (datum citace 13.11.2011)
- [11] *Www.jaderny-odpad.cz* [online]. Způsoby uložení jaderného odpadu. Dostupné z WWW: <<http://www.jaderny-odpad.cz/ulozeni-jaderneho-odpadu.htm>>. (datum citace 13.11.2011)
- [12] *Www.surao.cz* [online]. Ukládání radioaktivního odpadu. Dostupné z WWW: <<http://www.surao.cz/cze/Uloziste-radioaktivnich-odpadu/Radioaktivni-odpad/Ukladani-radioaktivniho-odpadu>>. (datum citace 13.11.2011)
- [13] *Envi.upce.cz* [online]. Doprava a skladování vyhořelého jaderného paliva. Dostupné z WWW: <[http://envi.upce.cz/pisprace/prezencni/21\\_05\\_03.DOC](http://envi.upce.cz/pisprace/prezencni/21_05_03.DOC)>. (datum citace 18.11.2011)
- [14] *Www-pub.iaea.org* [online]. Survey of wet and dry spent fuel storage. Dostupné z WWW: <[http://www-pub.iaea.org/MTC/publications/PDF/te\\_1100\\_prn.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTC/publications/PDF/te_1100_prn.pdf)>. (datum citace 18.11.2011)
- [15] *Www.vesmir.cz* [online]. Co s vyhořelým palivem? Dostupné z WWW: <<http://www.vesmir.cz/files/file/fid/2424/aid/174>>. (datum citace 30.11.2011)
- [16] Technická dokumentace ČEZ - *Provozní předpis pro systém chlazení bazénů skladování vyhořelého paliva*. Temelín 2007. 78 s.
- [17] Ing. CHOURA Miroslav, Provoz JE, *Vybrané statě - Provozní režimy VVER 1000 ZS 2011*. Temelín 2011. 90 s.
- [18] Technická dokumentace ČEZ - *Provozní předpis pro manipulace s obalovým souborem CASTOR*. Temelín 2011. 46 s.
- [19] Technická dokumentace ČEZ - *Řez obalovým souborem CASTOR® 1000/19*. Temelín 2011. 1 s.
- [20] Technická dokumentace ČEZ - *Provozní předpis pro sklad vyhořelého jaderného paliva*. Temelín 2011. 35 s.

- [21] Technická dokumentace ČEZ - *Půdorys skladu vyhořelého jaderného paliva*. Temelín 2011. 1 s.
- [22] *Www.jaderny-odpad.cz* [online]. Zpětné využití jaderného odpadu. Dostupné z WWW: <<http://www.jaderny-odpad.cz/vyuziti-jaderneho-odpadu.htm>>. (datum citace 19.1.2012)
- [23] *Www.energyweb.cz* [online]. Vyhořelé palivo. Dostupné z WWW: <[http://www.energyweb.cz/web/index.php?display\\_page=2&subitem=1&ee\\_chapter=3.4.1](http://www.energyweb.cz/web/index.php?display_page=2&subitem=1&ee_chapter=3.4.1)>. (datum citace 20.1.2012)
- [24] *En.wikipedia.org* [online]. Nuclear reprocessing. Dostupné z WWW: <[http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear\\_reprocessing](http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_reprocessing)>. (datum citace 23.1.2012)
- [25] *Www.world-nuclear.org* [online]. Processing of Used Nuclear Fuel. Dostupné z WWW: <<http://www.world-nuclear.org/info/inf69.html>>. (datum citace 23.1.2012)
- [26] *Proatom.luksoft.cz* [online]. Skvělá budoucnost vyhořelého paliva. Dostupné z WWW: <<http://proatom.luksoft.cz/view.php?cislocianku=2006031402>>. (datum citace 24.1.2012)
- [27] *Www.vesmir.cz* [online]. Co s vyhořelým jaderným palivem? Dostupné z WWW: <<http://www.vesmir.cz/clanek/co-s-vyhorelym-jadernym-palivem>>. (datum citace 1.2.2012)
- [28] *Fyzsem.fjfi.cvut.cz* [online]. Transmutační technologie ADTT. Dostupné z WWW: <<http://fyzsem.fjfi.cvut.cz/2001-2002/Zima01/procs/adtt.pdf>>. (datum citace 10.2.2012)
- [29] *Vesecky.wz.cz* [online]. Jaderné reaktory VI. Generace. Dostupné z WWW: <<http://vesecky.wz.cz/work/Diplomka.pdf>>. (datum citace 10.2.2012)
- [30] *Www.aldebaran.cz* [online]. Filip Křížek: Co s vyhořelým jaderným palivem? Dostupné z WWW: <[http://www.aldebaran.cz/bulletin/2004\\_35\\_was.html](http://www.aldebaran.cz/bulletin/2004_35_was.html)>. (datum citace 15.2.2012)
- [31] *Astronuklfyzika.sweb.cz* [online]. Jaderné reakce a jaderná energie. Dostupné z WWW: <<http://astronuklfyzika.sweb.cz/JadRadFyzika3.htm#ADTT>>. (datum citace 15.2.2012)
- [32] *Proatom.luksoft.cz* [online]. Skvělá budoucnost vyhořelého paliva. Dostupné z WWW: <<http://proatom.luksoft.cz/view.php?cislocianku=2006031402>>. (datum citace 15.2.2012)
- [33] *Www.zine.cz* [online]. Koncepce urychlovačem řízených jaderných transmutací. Dostupné z WWW: <<http://www.zine.cz/mirror/AZOld/occam/transmut.htm>>. (datum citace 16.2.2012)
- [34] *Www.cez.cz* [online]. ČEZ zahájil veřejnou zakázku na dodavatele jaderných bloků. Dostupné z WWW: <<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/zvazovana-dostavba-elektrarny-temelin/aktuality/4.html>>. (datum citace 27.2.2012)
- [35] *Www.cez.cz* [online]. Důvody pro dostavbu Elektrárny Temelín. Dostupné z WWW: <<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/zvazovana-dostavba-elektrarny-temelin/duvody-dostavby.html>>. (datum citace 27.2.2012)
- [36] *Www.cez.cz* [online]. Aktuality. Dostupné z WWW: <<http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/zvazovana-dostavba-elektrarny-temelin/aktuality/>>. (datum citace 28.2.2012)
- [37] *Www.uxc.com* [online]. Ux U3O8 Price - Full History. Dostupné z WWW: <[http://www.uxc.com/review/uxc\\_PriceChart.aspx?chart=spot-u3o8-full](http://www.uxc.com/review/uxc_PriceChart.aspx?chart=spot-u3o8-full)>. (datum citace 2.3.2012)
- [38] *Www.uxc.com* [online]. Spot Ux Conversion Price. Dostupné z WWW: <[http://www.uxc.com/review/uxc\\_PriceChart.aspx?chart=spot-conv-full](http://www.uxc.com/review/uxc_PriceChart.aspx?chart=spot-conv-full)>. (datum citace 2.3.2012)

- [39] Technická dokumentace ČEZ - *Palivo a palivové náklady*. Temelín 2011. 10 s.
- [40] *Www.financninoviny.cz* [online]. V Dolní Rožínce jsou zásoby uranu na pět let těžby. Dostupné z WWW: <<http://www.financninoviny.cz/zpravy/v-dolni-rozince-jsou-zasoby-uranu-na-pet-let-tezby/743493?utm>>. (datum citace 2.3.2012)
- [41] *Www.uxc.com* [online]. Spot Ux SWU Price. Dostupné z WWW: <[http://www.uxc.com/review/uxc\\_PriceChart.aspx?chart=spot-swu-full](http://www.uxc.com/review/uxc_PriceChart.aspx?chart=spot-swu-full)>. (datum citace 4.3.2012)
- [42] *Www.calla.cz* [online]. Jaderný palivový cyklus. Dostupné z WWW: <[http://www.calla.cz/data/energetika/seminare/eaje/myth\\_reality/kreusch.pdf](http://www.calla.cz/data/energetika/seminare/eaje/myth_reality/kreusch.pdf)>. (datum citace 6.3.2012)
- [43] Bc. VOLMUTOVÁ Nina. *Studie využitelnosti reaktorů generace III a III+ v ČR a ve světě*. Diplomová práce. Plzeň: ZČU v Plzni, 2011. 69 s.
- [44] *Www.allforpower.cz* [online]. MIR-1200, projekt nejen pro Českou republiku. Dostupné z WWW: <<http://www.allforpower.cz/UserFiles/files/2009/skodaJS.pdf>> (datum citace 11.3.2012)
- [45] MOLČANOV V. L. *Jaderné palivo pro JE s reaktory VVER, současný stav a perspektivy*. Prezentace 2011.
- [46] Vasilčenko N. N. *Aktivní zóna AES-2006*. Prezentace 2009.
- [47] *Www.pressbox.cz* [online]. Westinghouse bude na MSV prezentovat unikátní technologii reaktoru AP1000. Dostupné z WWW: <<http://www.pressbox.cz/tiskove-zpravy/03092010/westinghouse-bude-na-msv-prezentovat-unikatni-technologie-reaktoru-ap1000>>. (datum citace 16.3.2012)
- [48] *Vesmir.cz* [online]. Odpady z palivového cyklu jaderných elektráren. Dostupné z WWW: <<http://vesmir.cz/clanek/odpady-z-palivoveho-cyklu-jadernych-elektren>>. (datum citace 26.3.2012)
- [49] MOLČANOV V. L. *Jaderné palivo pro reaktory VVER, stav a perspektivní projekty*. Prezentace 2009.
- [50] *Www.ukap1000application.com* [online]. AP1000 European - Summary Description. Dostupné z WWW: <[https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201\\_Public/EPG-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%204/EPG-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%204%20Section%204-1.pdf](https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201_Public/EPS-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%204/EPG-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%204%20Section%204-1.pdf)>. (datum citace 6.4.2012)
- [51] *Www.ukap1000application.com* [online]. AP1000 European - Fuel System Design. Dostupné z WWW: <[https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201\\_Public/EPG-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%204/EPG-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%204%20Section%204-2.pdf](https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201_Public/EPG-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%204/EPG-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%204%20Section%204-2.pdf)>. (datum citace 6.4.2012)
- [52] *Www.epr-reactor.co.uk* [online]. UK EPR - Summary Description. Dostupné z WWW: <<http://www.epr-reactor.co.uk/ssmod/liblocal/docs/PCSR/Chapter%20%204%20-%20Reactor%20and%20Core%20Design/Sub-Chapter%204.1%20-%20Summary%20description.pdf>>. (datum citace 6.4.2012)
- [53] *Www.epr-reactor.co.uk* [online]. UK EPR - Fuel System Design. Dostupné z WWW: <<http://www.epr-reactor.co.uk/ssmod/liblocal/docs/PCSR/Chapter%20%204%20-%20Reactor%20and%20Core%20Design/Sub-Chapter%204.2%20-%20Fuel%20System%20Design.pdf>>. (datum citace 6.4.2012)

- [54] *Pbadupws.nrc.gov* [online]. US EPR - Summary Description. Dostupné z WWW: <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1123/ML11231A292.pdf>>. (datum citace 6.4.2012)
- [55] *Pbadupws.nrc.gov* [online]. US EPR - Fuel System Design. Dostupné z WWW: <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1123/ML11231A293.pdf>>. (datum citace 6.4.2012)
- [56] *Www.ukap1000application.com* [online]. AP1000 European – Fuel Storage and Handling. Dostupné z WWW: <[https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201\\_Public/EPS-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%209/EPS-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%209%20Section%209-1.pdf](https://www.ukap1000application.com/PDFDocs/European%20DCD%20EPS-GW-GL-700%20Rev%201_Public/EPS-GW-GL-700%20Rev%201%20Chapter%209/EPS-GW-GL-700-Rev%201%20Chapter%209%20Section%209-1.pdf)>. (datum citace 7.4.2012)
- [57] *Www.epr-reactor.co.uk* [online]. UK EPR - Fuel Handling and Storage. Dostupné z WWW: <<http://www.epr-reactor.co.uk/ssmod/liblocal/docs/PCSR/Chapter%20%209%20-%20Auxiliary%20Systems/Sub-Chapter%209.1%20-%20Fuel%20Handling%20and%20Storage.pdf>>. (datum citace 7.4.2012)
- [58] *Pbadupws.nrc.gov* [online]. US EPR – New and Spent Fuel Storage. Dostupné z WWW: <<http://pbadupws.nrc.gov/docs/ML1123/ML11231A373.pdf>>. (datum citace 7.4.2012)



## Přílohy

**Příloha A:** Schéma BSVP a dalších komponent

**Příloha B:** Kontejner CASTOR 1000/19

**Příloha C:** Půdorys skladu vyhořelého jaderného paliva

**Příloha D:** Palivový soubor, palivový proutek a palivové peletky AP 1000

**Příloha E:** BSVP (půdorys), sklad čerstvého paliva (bokorys) AP 1000

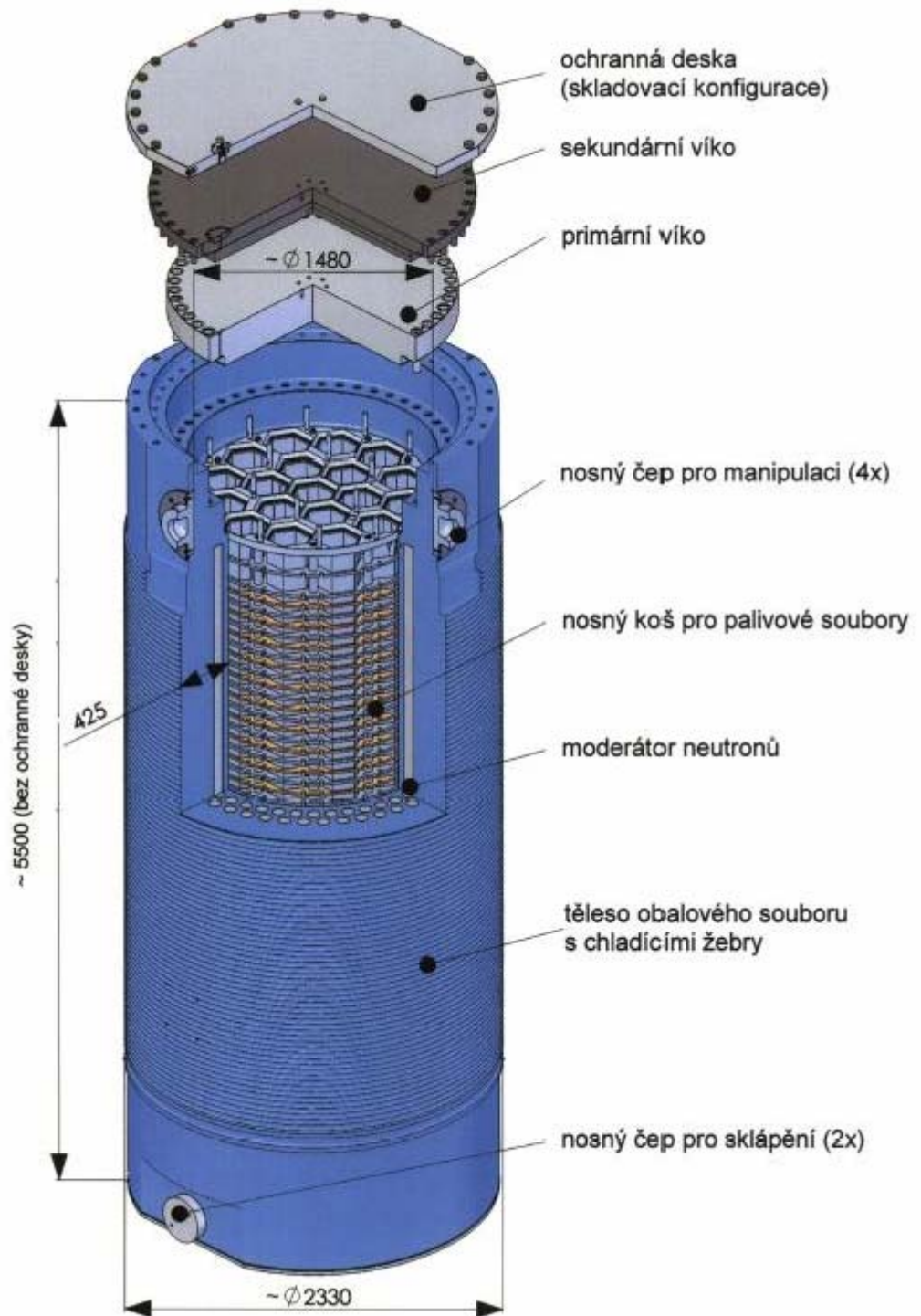
**Příloha F:** Palivový soubor a palivový proutek EPR

**Příloha G:** BSVP (půdorys), transportní kanál (bokorys) EPR

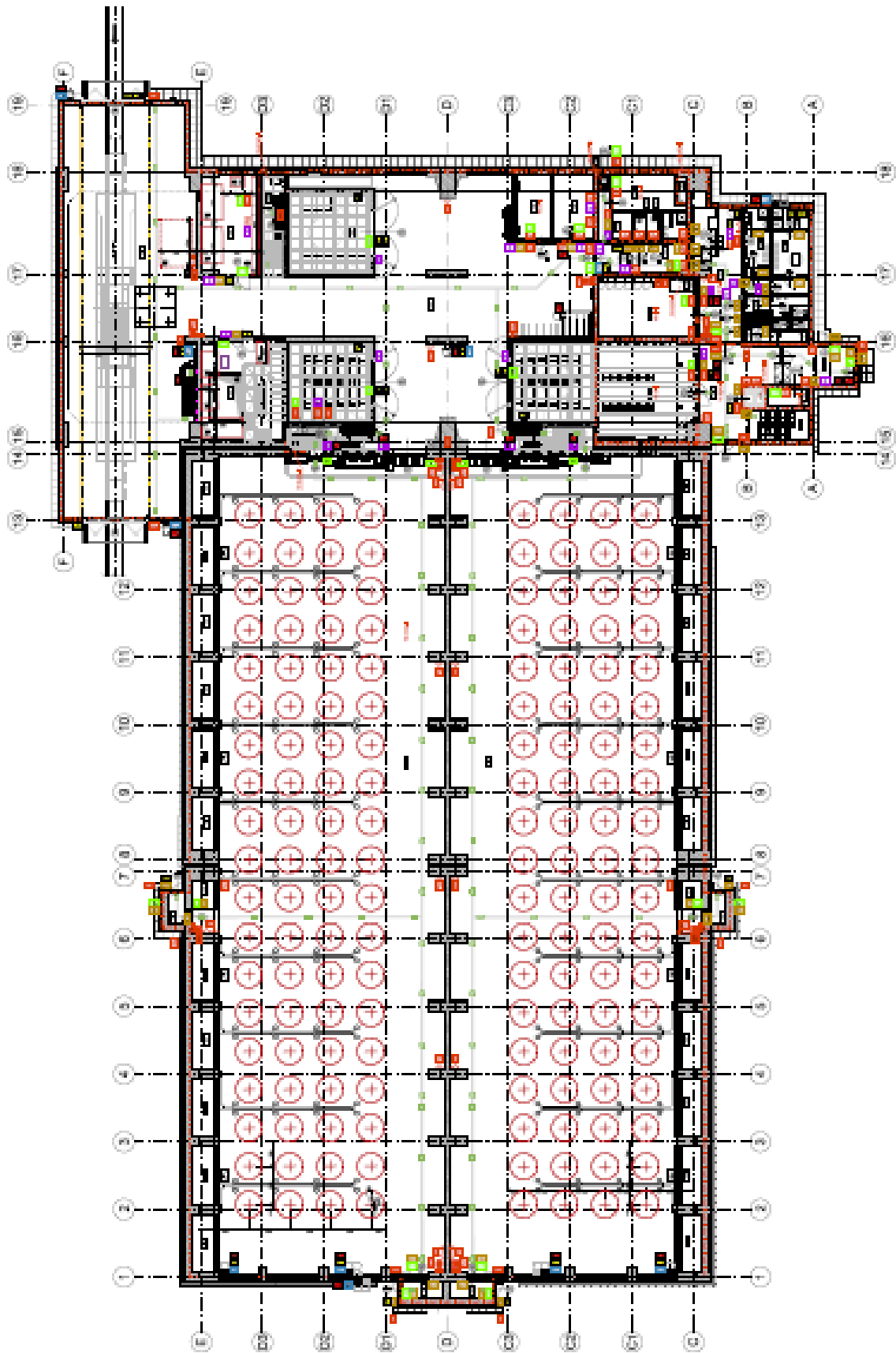
**Příloha H:** Palivový systém (půdorys) EPR



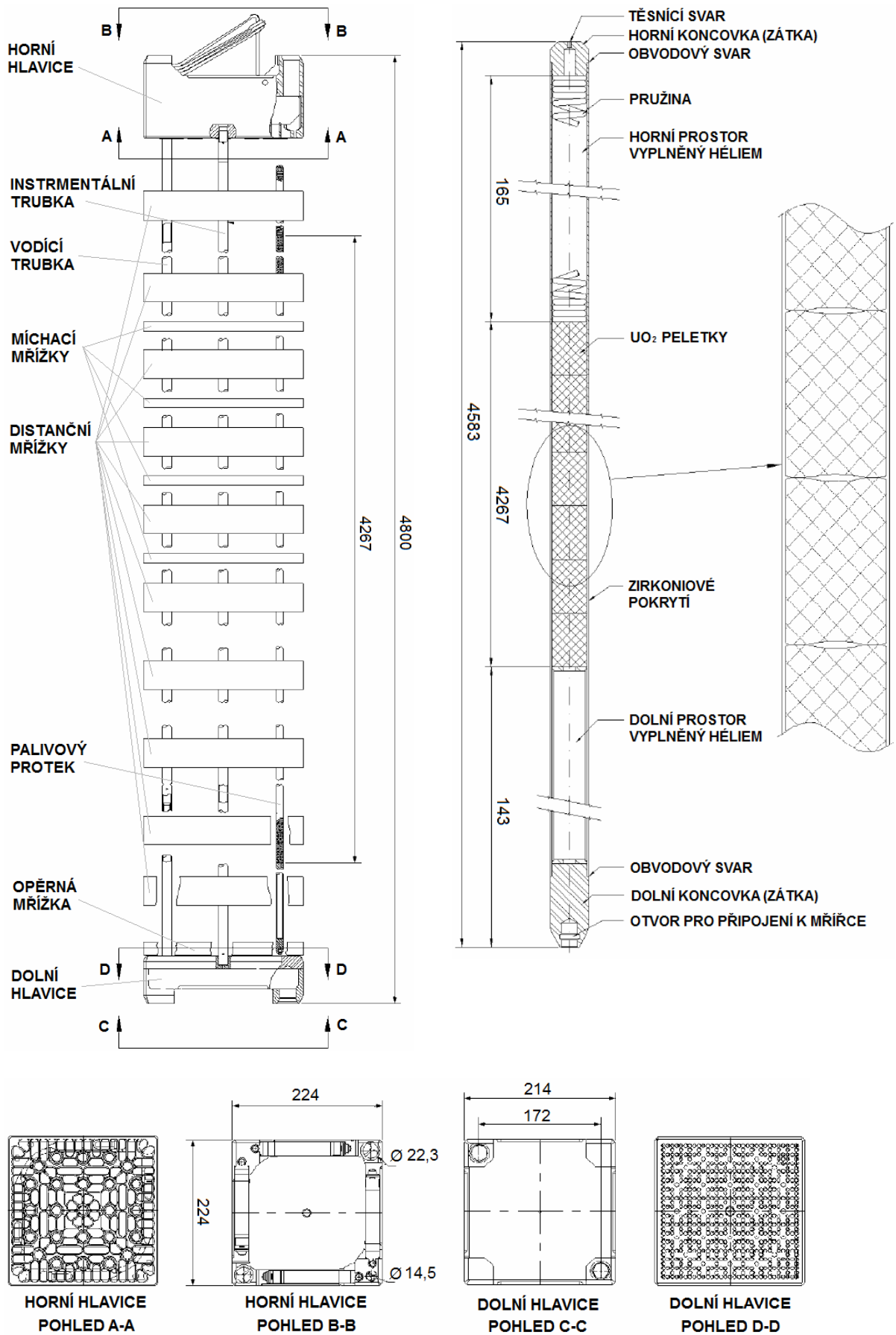
**Příloha B:** Kontejner CASTOR 1000/19, převzato z [19]



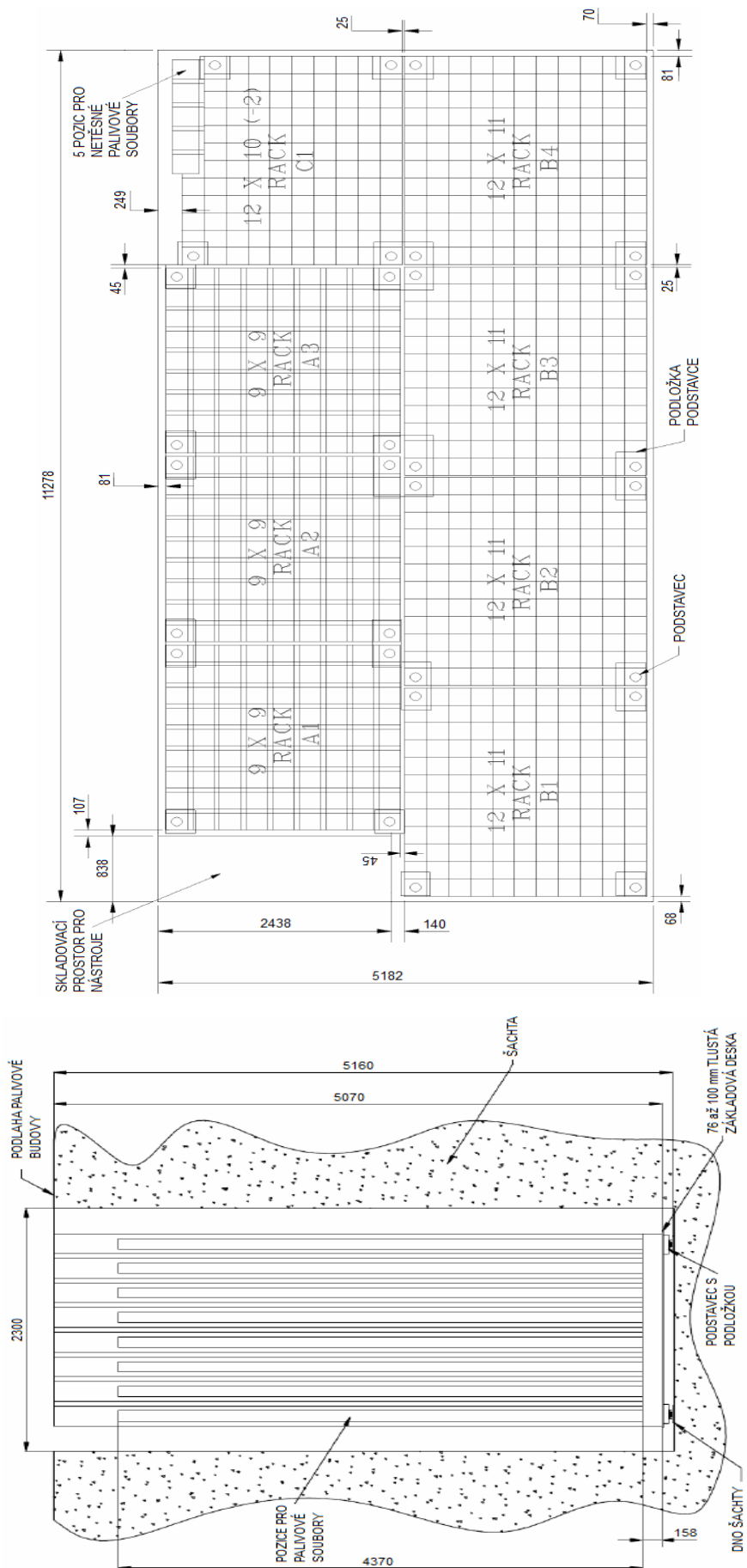
**Příloha C:** Půdorys skladu vyhořelého jaderného paliva, převzato z [21]



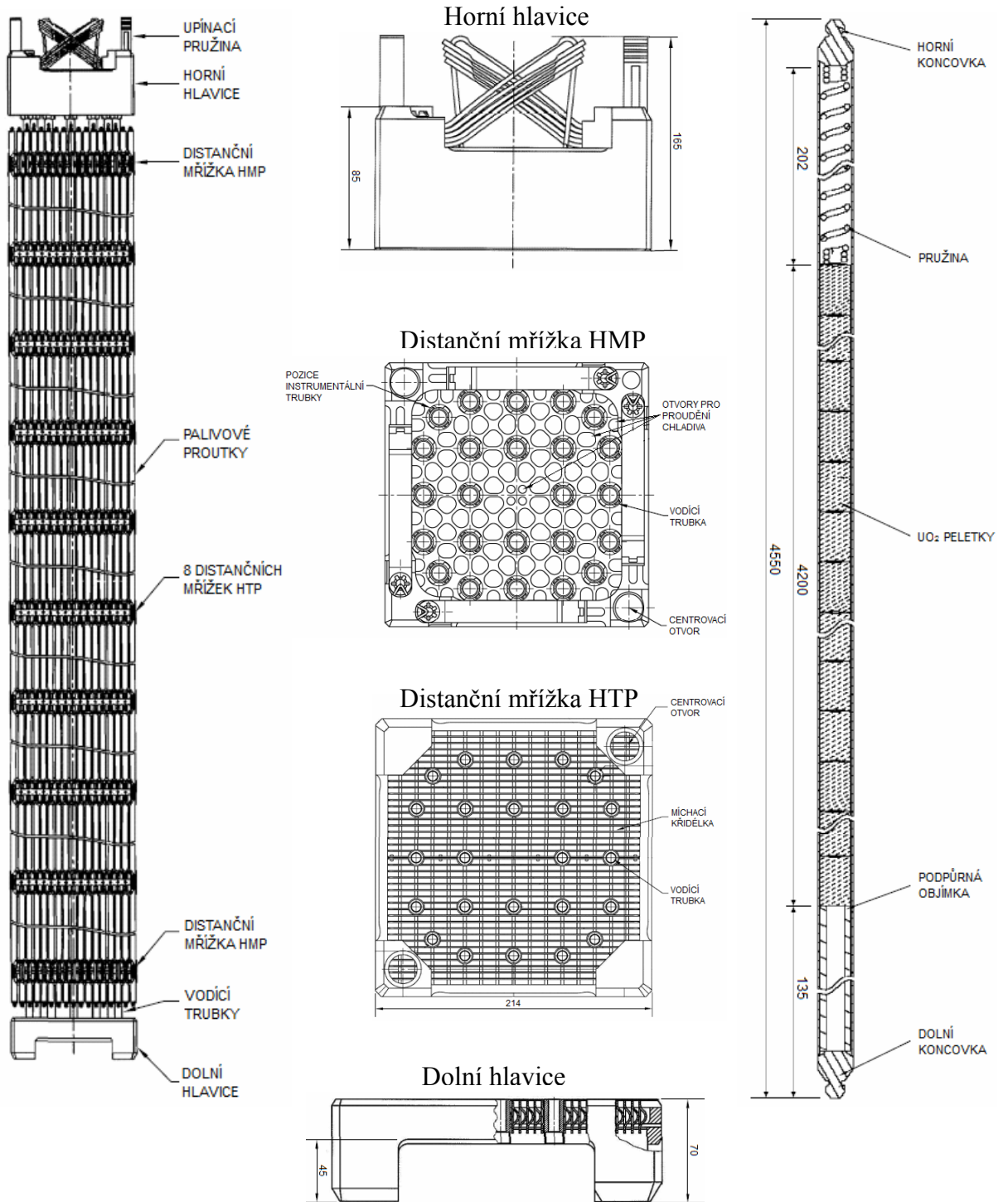
**Příloha D:** Palivový soubor, palivový proutek a palivové peletky AP 1000 [51]



**Příloha E: BSVP (půdorys), sklad čerstvého paliva (bokorys) AP 1000 [56]**

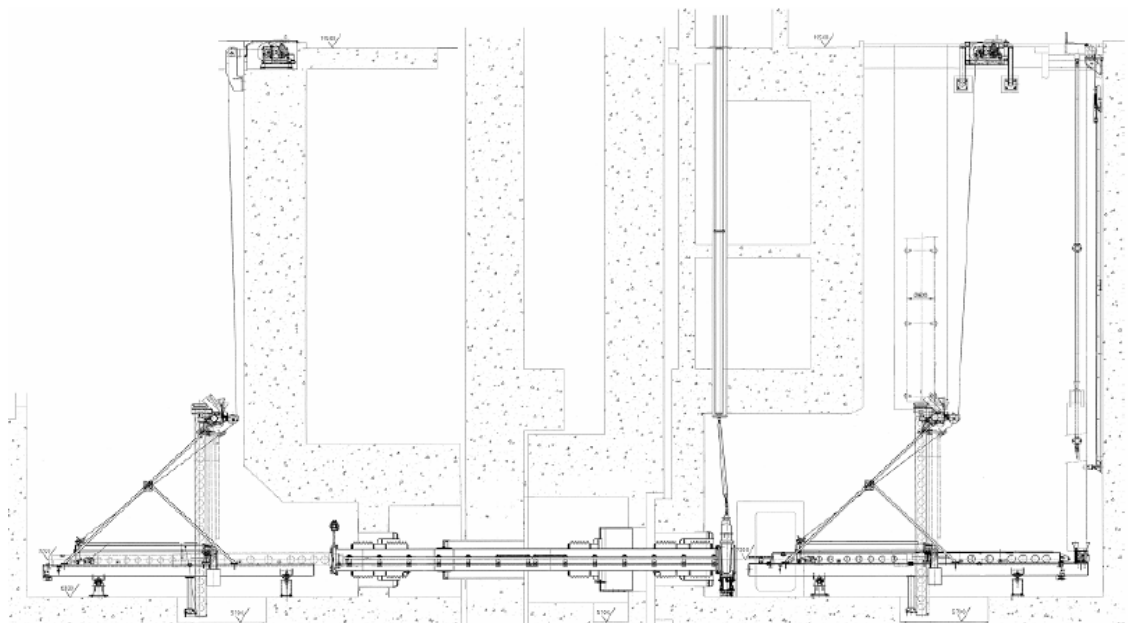
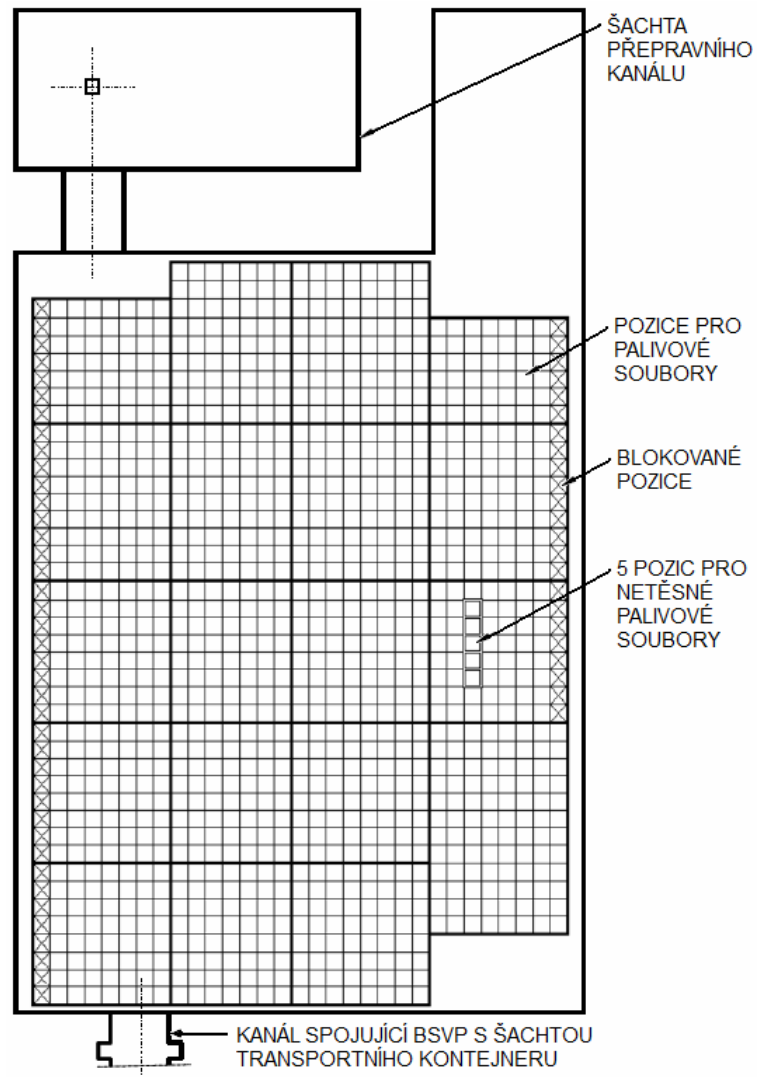


**Příloha F: Palivový soubor a palivový proutek EPR [55]**





**Příloha G: BSVP (půdorys), transportní kanál (bokorys) EPR [57]**





**Příloha H:** Palivový systém (půdorys) EPR [57]

