

Západočeská univerzita v Plzni

Fakulta elektrotechnická

Katedra elektroenergetiky a ekologie

## **DIPLOMOVÁ PRÁCE**

# **Skladování a transport jaderného paliva**

ZÁPADOČESKÁ UNIVERZITA V PLZNI

Fakulta elektrotechnická

Akademický rok: 2013/2014

## ZADÁNÍ DIPLOMOVÉ PRÁCE

(PROJEKTU, UMĚLECKÉHO DÍLA, UMĚLECKÉHO VÝKONU)

Jméno a příjmení: Bc. Martin ADÁMEK  
Osobní číslo: E12N0130P  
Studijní program: N2612 Elektrotechnika a informatika  
Studijní obor: Jaderná elektroenergetika  
Název tématu: Skladování a transport jaderného paliva  
Zadávací 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. Proveďte posouzení stavu techniky v oblasti transportu a skladování použitého jaderného paliva.
2. Popište vývoj v oblasti obalových souborů na použité jaderné palivo.
3. Navrhněte alternativní způsob stínění kontejneru na jaderné palivo VVER1000.
4. Proveďte kontrolní výpočet stínění vybrané varianty.

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: **14. října 2013**  
Termín odevzdání diplomové práce: **12. května 2014**

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



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

V Plzni dne 14. října 2013

## **Anotace**

Předložená práce pojednává o možnostech skladování a transportu použitého jaderného paliva. V zásadě se jedná o posouzení stavu používané techniky v této problematice, o popis vývoje obalových souborů na použité jaderné palivo a o navržení alternativní koncepce obalového souboru s jejím následným kontrolním výpočtem. Práce dále obsahuje výpočet stínění koncepce vycházející z již používaných obalových souborů. V závěru práce je provedeno porovnání, ve kterém jsou zhodnoceny oba počítané systémy. Výpočet byl proveden za pomoci výpočetního programu MCNP, a to neanalogovou Monte Carlo simulací s využitím metody váhových oken.

## **Klíčová slova**

Radiační situace, použité jaderné palivo, MCNP, transport, skladování

## **Abstract**

The study deals with possibilities of transport and storage of spent nuclear fuel. Basically, it is assessment of the state of the method used in this issue, description of the development of nuclear spent fuel casks and eventually, suggestion and examination of alternative conception of spent nuclear fuel cask. Thesis also contains examination of the conception that is already in use. These two conceptions are further compared. For examination was used special code named MCNP. In this thesis was used nonanalog Monte Carlo simulation with weight windows method.

## **Key words**

Radiation situation, spent nuclear fuel, MCNP code, transport, storage

## **Prohlášení**

Čestně prohlašuji, že jsem svoji diplomovou práci vypracoval samostatně a výhradně s použitím uvedené literatury.

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

Vedoucí této práce byla Ing. Jana Jiříčková, Phd.

V Plzni, 2014

.....  
Martin Adámek

## **Poděkování**

Touto cestou bych chtěl poděkovat zejména Ing. Martinu Loveckému za laskavý přístup a za obětavou a ochotnou pomoc při zpracovávání této práce. Děkuji za cenné rady a připomínky, jež pomohly zlepšit a doplnit tuto práci.

## Obsah

Seznam použitých symbolů.....	9
Seznam použitých zkratk ..... 10	10
Seznam obrázků..... 11	11
Seznam tabulek..... 13	13
Úvod..... 14	14
<b>1 Teoretický úvod do problematiky skladování a transportu použitého jaderného paliva.....</b>	<b>15</b>
<b>1.1 Jaderné palivo .....</b>	<b>15</b>
<b>1.2 Použité jaderné palivo .....</b>	<b>16</b>
<b>1.3 Palivový cyklus .....</b>	<b>16</b>
1.3.1 Přední část palivového cyklu.....	17
1.3.2 Střední část palivového cyklu.....	18
1.3.3 Zadní část palivového cyklu .....	18
<b>2 Transport a skladování použitého jaderného paliva .....</b>	<b>19</b>
<b>2.1 Způsoby uložení jaderného paliva .....</b>	<b>19</b>
2.1.1 Mokré skladování.....	19
2.1.2 Suché skladování.....	20
2.1.3 Hlubinná úložiště.....	23
<b>2.3 Transport použitého jaderného paliva.....</b>	<b>25</b>
<b>3 Vývoj v oblasti obalových souborů na PJP .....</b>	<b>26</b>
<b>3.1 Počátky suchého skladování.....</b>	<b>26</b>
<b>3.2 Rozdělení kontejnerů na PJP .....</b>	<b>27</b>
<b>3.3 Vybrané koncepce kontejnerů.....</b>	<b>28</b>
3.3.1 Holtec International, Inc. ....	28
3.3.2 GNS .....	30
3.3.3 NAC International.....	32
3.3.4 Transnuclear, Inc. ....	34
3.3.5 Westinghouse .....	35
<b>3.4 Kontejnery typu CASTOR.....</b>	<b>37</b>
<b>3.5 Obalový soubor CASTOR 1000/19.....</b>	<b>41</b>
<b>3.6 Plnicí technologie OS .....</b>	<b>44</b>
<b>4 Transportní a skladovací požadavky na OS.....</b>	<b>45</b>
<b>4.1 Zkoušky obalových souborů .....</b>	<b>45</b>

4.2	Příklady crash – testů.....	46
5	Teorie stínění radioaktivního záření.....	47
5.1	Úvod do teorie stínění .....	47
5.2	Typy radiace .....	50
5.3	Interakce gama částic s hmotou .....	50
5.4	Zeslabování a absorpce neutronového záření .....	51
5.5	Biologické účinky radiace a ochrana proti nim .....	52
5.6	Výběr veličin a jejich jednotek.....	53
6	Modelování transportu záření .....	56
6.1	Neanalogová vs. analogová Monte Carlo simulace.....	56
6.2	Metoda váhových oken.....	58
7	Výpočet radiační situace .....	61
7.1	Vstupní data .....	61
7.1.1	Obalový soubor klasické koncepce.....	61
7.1.2	Obalový soubor nové koncepce .....	62
7.2	Postup výpočtu.....	63
7.3	Knihovny vydatností radiačních zdrojů .....	67
7.4	Výpočet radiační situace OS klasické koncepce .....	69
7.5	Výpočet radiační situace OS nové koncepce .....	74
7.6	Srovnání nové koncepce s koncepcí klasickou.....	82
	Závěr .....	93
	Literatura.....	95



## Seznam použitých symbolů

<i>Symbol</i>	<i>Jednotka</i>	<i>Název</i>
$A$	[Bq]	Aktivita radionuklidu
$D$	[Gy]	Dávka
$E$	[Sv]	Efektivní dávka
$FOM$	[1/min]	Figure of Merit
$h$	[Sv/Bq]	Konverzní faktor příjmu
$k_{eff}$	[-]	Efektivní koeficient násobení
$n$	[-]	Počet částic
$R$	[-]	Relativní chyba
$S_{PE}$	[m <sup>2</sup> ]	Obsah průřezu PE vložky
$T$	[min]	Doba výpočtu
$w_l$	[-]	Spodní mez váhového okna
$w_s$	[-]	Váha přezívající částice
$w_t$	[-]	Cílová váha
$w_u$	[-]	Horní mez váhového okna
$w'$	[-]	Celková váha nových částic
$\zeta$	[-]	Náhodné číslo

## **Seznam použitých zkratk**

ADTT	Urychlovačem řízené transmutační technologie
AZ	Aktivní zóna
EDU	Jaderná elektrárna Dukovany
ETE	Jaderná elektrárna Temelín
JE	Jaderná elektrárna
MC	Monte Carlo
MTU	Metric ton of uranium
OS	Obalový soubor
PDE	Příkon dávkového ekvivalentu
PE	Polyetylen
PJP	Použité jaderné palivo
PS	Palivový soubor
RaO	Radioaktivní odpad
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivního odpadu

## Seznam obrázků

Obr. 1.1. Palivové pruty a palivová tableta [1].	15
Obr. 1.2. Zjednodušený palivový cyklus [3].	17
Obr. 2.1. Mokrý mezisklad v La Hague ve Francii [7].	20
Obr. 2.2. Horizontální modulový sklad (Calvert Cliffs – USA) [8].	21
Obr. 2.3. Suché skladování v podobě betonových sil (USA) [10].	21
Obr. 2.4. Zaplněný suchý sklad v areálu Jaderné elektrárny Dukovany (kontejnery typu Castor 440/84M) včetně manipulačního zařízení [11].	22
Obr. 2.5. Budovaný sklad v areálu JE Temelín o výměře 5 250m <sup>2</sup> [17].	22
Obr. 2.6. Koncept hlubinného úložiště [12].	23
Obr. 2.7. Prognóza uvolňovaného množství PJP jadernými zařízeními v rozpětí 30 let [16].	24
Obr. 3.1. Kontejner typu HI-STORM [18].	29
Obr. 3.2. Kontejner typu HI-STAR 100 [18].	30
Obr. 3.3. Skladovací systém NUHOMS [18].	30
Obr. 3.4. CONSTOR RBMK transportní a skladovací kontejner [19].	31
Obr. 3.5. CONSTOR RBMK uzávěrový systém [19].	31
Obr. 3.6. NAC UMS – průběh plnění skladovací nádoby kanistrem s PJP [18].	32
Obr. 3.7. Koncepte NAC MAGNASTOR [18].	33
Obr. 3.8. Koncepte kontejneru TN-68 [18].	35
Obr. 3.9. Kontejner Westinghouse MC-10 [18].	36
Obr. 3.10. Základní koncepte kontejnerů CASTOR [21].	37
Obr. 3.11. Konfigurace kontejneru CASTOR 440/84M [22].	39
Obr. 3.12. Půdorys kontejneru CASTOR 440/84M [23].	40
Obr. 3.13. Pohled do vnitřku kontejneru CASTOR [27].	41
Obr. 3.14. Způsob zavážky OS CASTOR 1000/19 [25].	43
Obr. 3.15. Teleskopický manipulátor zavážecího stroje sahající do bazénu pro PJP [27].	44
Obr. 4.1. Crash – test kontejneru na PJP. Pád z 9 m výšky [29][30].	46
Obr. 5.1. Neutronové účinné průřezy pro absorpci v závislosti na energii [34].	48
Obr. 5.2. Neutronové účinné průřezy pro rozptyl v závislosti na energii [34].	49
Obr. 5.3. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro pružný rozptyl [38].	51
Obr. 5.4. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro nepružný rozptyl [38].	52
Obr. 5.5. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro radiační záchyt [38].	52
Obr. 5.6. Konverzní faktor přepočtu neutronového toku na velikost obdržené dávky [36].	55
Obr. 7.1. Geometrie výpočetního modelu.	62
Obr. 7.2. Geometrické rozložení kontejneru nové koncepce.	63
Obr. 7.3. Struktura vstupního souboru výpočetního programu MCNP [36].	64
Obr. 7.4. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Cell card.	64
Obr. 7.5. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Surface card.	64
Obr. 7.6. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Data card.	65
Obr. 7.7. Grafický výstup palivového proutku modelovaného analyticky v textovém editoru.	66
Obr. 7.8. Graf závislosti relativní vydatnosti zdroje neutronů a sekundárních fotonů na střední míře vyhoření PS.	67
Obr. 7.9. Graf závislosti relativní vydatnosti zdroje primárních fotonů na střední míře vyhoření PS.	68
Obr. 7.10. Rozdělení tělesa OS klasické koncepce na více buněk.	71
Obr. 7.11. Graf závislosti celkového ekvivalentního dávkového příkonu na době chlazení PJP.	72
Obr. 7.12. Rozdělení tělesa OS nové koncepce na více buněk.	78
Obr. 7.13. Graf závislosti celkového ekvivalentního dávkového příkonu na době chlazení PJP.	81

Obr. 7.14. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 40 GWd/MTU. ....	83
Obr. 7.15. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 45 GWd/MTU. ....	84
Obr. 7.16. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 50 GWd/MTU. ....	84
Obr. 7.17. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 55 GWd/MTU. ....	85
Obr. 7.18. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 3 roky. ....	86
Obr. 7.19. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 6 let. ....	87
Obr. 7.20. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 9 let. ....	87
Obr. 7.21. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 12 let. ....	88
Obr. 7.22. Graf závislosti maximální míry vyhoření použitelného PS na předchozí době chlazení. ....	89
Obr. 7.23. Grafické vyobrazení PDE od neutronů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová. ....	90
Obr. 7.24. Grafické vyobrazení PDE od sekundárních fotonů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová. ....	90
Obr. 7.25. Grafické vyobrazení PDE od primárních fotonů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová. ....	91
Obr. 7.26. Grafické vyobrazení PDE od všech zdrojů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová. ....	91

## Seznam tabulek

Tabulka 3.1. Vývoj způsobů skladování PJP [15].	27
Tabulka 3.2. Stručné rozdělení vyráběných typů kontejnerů [15].	28
Tabulka 3.3. Základní rysy a vlastnosti kontejnerů řady TN [18].	34
Tabulka 3.4. Hlavní geometrické rozměry kontejnerů řady CASTOR V [20].	38
Tabulka 3.5. Váhy jednotlivých částí kontejnerů řady CASTOR V [20].	38
Tabulka 3.6. Základní rozměry a vlastnosti kontejneru CASTOR 440/84M [21][22][23].	39
Tabulka 3.7. Celkové jmenovité parametry obalového souboru CASTOR 1000/19 [25].	42
Tabulka 3.8. Dovolенý radioaktivní obsah kontejneru CASTOR 1000/19 [25].	43
Tabulka 7.1. Státem stanovené meze PDE. Zdroj: Vyhláška č. 317/2002 Sb.	69
Tabulka 7.2. Vybrané hodnoty vyhoření a doby chlazení PJP.	70
Tabulka 7.3. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od neutronů.	70
Tabulka 7.4. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od sekundárních fotonů.	70
Tabulka 7.5. Celkové hodnoty PDE OS klasické koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od neutronů a sekundárních fotonů.	70
Tabulka 7.6. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od primárních fotonů.	72
Tabulka 7.7. Celkové hodnoty PDE OS klasické koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od všech zdrojů.	72
Tabulka 7.8. Přiřazení násobku obsahu PE klasické koncepce jednotlivým variantám nové koncepce.	74
Tabulka 7.9. Hodnoty PDE OS nové koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od neutronů.	75
Tabulka 7.10. Hodnoty PDE OS nové koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od sekundárních fotonů.	76
Tabulka 7.11. Hodnoty PDE OS nové koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od neutronů a sekundárních fotonů.	77
Tabulka 7.12. Hodnoty PDE OS nové koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od primárních fotonů.	79
Tabulka 7.13. Hodnoty PDE OS nové koncepce v $\mu\text{Sv/h}$ od všech zdrojů.	80
Tabulka 7.14. Porovnání PDE v $\mu\text{Sv/h}$ obou koncepcí ve variantě se stejným obsahem průřezu PE vložky.	82
Tabulka 7.15. Maximální možné vyhoření PS v MWd/MTU, které je možné uložit do OS.	89

## Úvod

Tématem této práce je skladování a transport použitého jaderného paliva. Cílem práce je posouzení stavu techniky skladování a transportu, popsání vývoje v oblasti obalových souborů na použité jaderné palivo, návržení alternativního způsobu stínění kontejneru na jaderné palivo VVER 1000 a konečně provedení kontrolního výpočtu stínění navržené alternativy.

Jaderná energie se v průběhu několika desetiletí stala neodmyslitelnou součástí výroby elektrické energie. Stalo se tak nejspíše z důvodu její čistoty a z obav z vyčerpání uhelných zásob, které stále i v dnešní době stojí za výrobou většinové elektrické energie ve světě. Ač vývoj jaderné energetiky postihlo několik fatálních nehod, které značně ovlivnily její rozvoj, potenciál k dosažení naprosto bezpečné jaderné elektrárny stále roste. Dnešní jaderné elektrárny jsou již na takové úrovni, že v lecčem předčí i samotné uhelné elektrárny.

S rozvojem jaderné energie však narůstá i množství radioaktivního odpadu, které jaderná zařízení produkují. Použité palivo přibývá po několika tisících tun ročně. Kam a co s ním, to je ta otázka, kterou si nyní svět klade. Předložená diplomová práce má za úkol tyto otázky případnému čtenáři osvětlit.

První kapitola obsahuje základní charakteristiku použitého jaderného paliva a palivového cyklu. Ve druhé kapitole je uveden popis dnes používaných způsobů uskladnění a transportu. Třetí kapitola obsahuje vývoj v oblasti obalových souborů, počátky skladování a rešerši vybraných druhů dnes používaných koncepcí kontejnerů na použité jaderné palivo. Dále je zde uveden přesnější popis kontejnerů typu CASTOR používaných v ČR. Čtvrtá kapitola skýtá výčet transportních a skladovacích požadavků na obalové soubory.

Pátou kapitolou se přistupuje k hlavnímu cíli předložené práce, a to k výpočtu radiační situace v okolí obalového souboru, který je naplněn použitým jaderným palivem. Samotná pátá kapitola obsahuje úvod do teorie stínění a popis základních jaderných reakcí. V šesté kapitole jsou popsány metody výpočtu a teoretické základy Monte Carlo simulace transportu záření, a to z důvodu použití Monte Carlo simulace s metodou váhových oken pro následné výpočty.

Sedmá, poslední kapitola se zabývá výpočtem dávkového ekvivalentu v okolí obalového souboru klasické koncepce (vycházející z koncepce OS CASTOR1000/19), a obalového souboru nové, dosud netestované koncepce. Dle geometrického uspořádání je koncepce nová jednodušší na výrobu. V závěru kapitoly je provedeno zhodnocení obou počítaných variant.

# 1 Teoretický úvod do problematiky skladování a transportu použitého jaderného paliva

Hovoříme-li o skladování a transportu použitého jaderného paliva, máme na mysli proces bezpečného dopravení a dočasného uložení použitého jaderného paliva v tzv. meziskladech. Těmito sklady míníme samostatné budovy či jiná zařízení, která zajišťují účinnou izolaci a ochranu životního prostředí a obyvatelstva. Pro povahu radioaktivního odpadu musí tento proces dopravení a uskladnění splňovat celou řadu opatření a kritérií.

## 1.1 Jaderné palivo

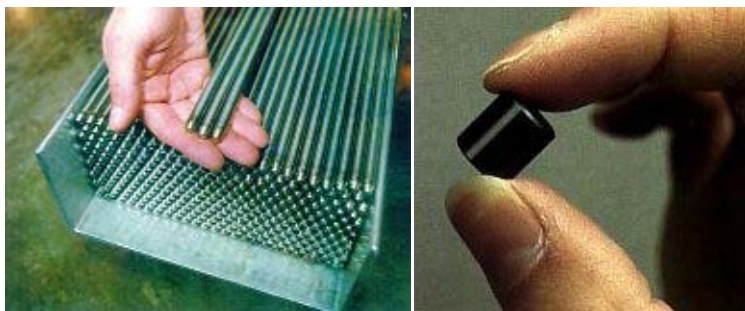
Jaderným palivem je označováno takové palivo, uvnitř něhož je jadernými reakcemi přeměňována část jaderné energie na teplo. V současnosti je v energetice převážně využívána jaderná reakce typu – štěpení jader těžkých prvků (kupříkladu uran, plutonium). Z hlediska perspektivnosti se však energetika bude v budoucnu ubírat spíše směrem termojaderných reakcí (syntéza lehkých jader). [1]

*Dle stupně obohacení izotopem U-235 se uran rozděluje:*

- Přírodní: 0,71 %
- Slabě obohacený: 1 – 5 %
- Středně obohacený: 5 – 20 %
- Silně obohacený: 20 a více %

*Energetický výtěžek je následující:*

- Přírodní uran: 0,69 TJ/kg
- Slabě obohacený: 3 – 8,5 TJ/kg
- Palivo množivých reaktorů: až 52 TJ/kg



Obr. 1.1. Palivové pruty a palivová tableta [1].

## 1.2 Použité jaderné palivo

Objem použitého jaderného paliva (PJP) z jaderné elektrárny nepřesahuje 1 % celkového objemu všech radioaktivních odpadů (RaO) ve světě. Obsahuje však přes 90 % veškeré radioaktivity. Pro představu, české jaderné elektrárny vyprodukují za celou dobu svého provozu zhruba 3 000 tun PJP.

Na pohled vypadají soubory s použitým palivem téměř stejně jako soubory s palivem čerstvým, jsou čisté a nepoškozené, avšak z důvodu expozice zirkonového povrchu jsou lehce načernalé. Důvodem jejich konstrukční nerozdílnosti je právě jejich obal pokrytý slitinou zirkonia, jež je daleko odolnější než kupříkladu nerezavějící ocel. Jejich nejzásadnější odlišností od souborů s palivem čerstvým je radioaktivita látek, které skýtají.

Obsah použitého paliva je následující: v průměru 95 % izotopu U-238 uranu, 1 % nově vytvořeného plutonia a 4 % štěpných produktů. Za skutečný radioaktivní odpad je možné považovat pouze 4 % štěpných produktů, neboť zbytek lze znovu přepracovat a použít jako palivo, více viz kapitola 1.3.3 – zadní část palivového cyklu.

PJP je na konci každého cyklu pro výměnu paliva vyjmuto z reaktoru a převezeno kanálem pod hladinou vody do bazénu použitého paliva, který je umístěn, stejně jako reaktor, v reaktorové hale. Palivové články jsou ukládány nejprve do bazénu PJP z důvodu jejich vysoké radiace a velkého vyzařovaného tepla, a to do té doby, než jejich radioaktivita klesne asi na 50 % původní hodnoty (uvedená doba je v řádu několika let). Poté, kdy už nejsou požadavky na stínění nebezpečné radioaktivity tak vysoké, jsou články vloženy do speciálních kontejnerů a odvezeny do skladů PJP. Doba uložení v těchto skladech se pohybuje v řádu desítek let, a to za účelem snížení zbytkového tepelného výkonu použitého paliva na hodnotu potřebnou pro jeho další přepracování nebo konečné převezení do hlubinného úložiště jaderného odpadu. [2] [6]

## 1.3 Palivový cyklus

Palivový cyklus je pojem, jenž je používán převážně v jaderné energetice. Zahrnuje v sobě veškeré činnosti spojené s těžbou přírodních zdrojů, jejich zpracováním, energetickým využitím až po přepracování nebo meziskladování použitého paliva.

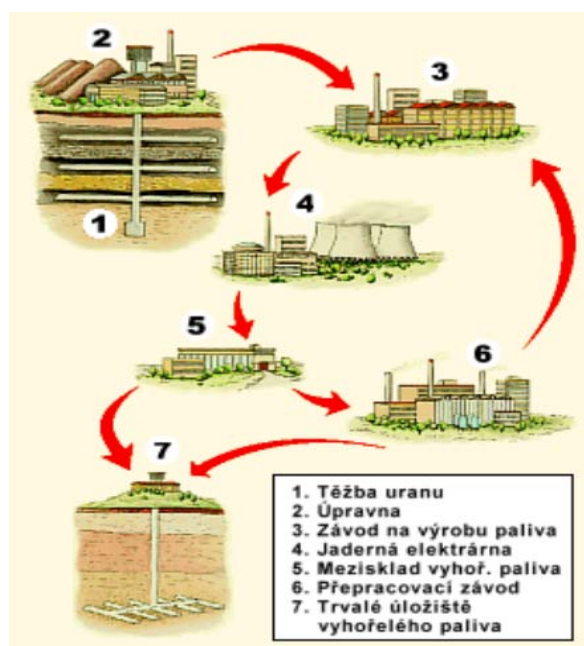
Nemalá pozornost, jež je věnována jak průmyslem, tak obyvatelstvem jednotlivým etapám palivového cyklu, plyne nejspíše ze skutečnosti, že se v jeho zadní části pracuje s radioaktivním materiálem. Jelikož jde ale technika skladování použitého paliva rychle kupředu, je tato pozornost pomalu stavěna na úroveň jakékoli jiné průmyslové činnosti.

*Palivový cyklus je v podstatě rozdělován na 3 etapy:*

- Přední část palivového cyklu (Obr. 1.2, část 1 – 3)
- Střední část palivového cyklu (Obr. 1.2, část 4)
- Zadní část palivového cyklu (Obr. 1.2, část 5 – 7)



Na následujícím obrázku je zjednodušeně znázorněn palivový cyklus.



Obr. 1.2. Zjednodušený palivový cyklus [3].

### 1.3.1 Přední část palivového cyklu

#### *Těžba a zpracování uranu*

První fázi palivového cyklu představuje těžba uranové rudy. Těžba uranové rudy se postupně rozvinula v mnoha zemích po celém světě, nejvíce však v USA, Kanadě, Austrálii, Rusku, Číně a afrických zemích. Důvodem je fakt, že prakticky všechny horniny zemské kůry obsahují uran.

Jelikož uran obsažený v zemské kůře není možno přímo použít k výrobě jaderného paliva, prochází uranová ruda několika úpravnými fázemi. Mezi nejdůležitější patří výroba uranového koncentráту a obohacování (cílené zvyšování obsahu izotopu U-235 v přírodní uranové surovině). Podíl U-235 se po obohacení zvýší z cca 0,7 % na 3 až 5 %. Proces obohacování je velmi složitý, energeticky náročný a ekonomicky nákladný. Z tohoto důvodu byly velké závody na obohacování vybudovány především v zemích intenzivně využívajících jadernou energii (Spojené státy, Velká Británie, SRN, Francie a Rusko).

#### *Výroba paliva*

Vstupem pro výrobu jaderného paliva je obohacený a chemicky upravený oxid uranický  $UO_2$ . Ten je lisován do malých tablet, které jsou následně uspořádávány do palivových tyčí. Několik desítek palivových tyčí pak tvoří soubory, jež tvoří aktivní zóny jaderných reaktorů. Největšími výrobci palivových souborů jsou USA a Rusko.

### 1.3.2 Střední část palivového cyklu

Vložení jaderného paliva do reaktoru a následným spuštěním řízené štěpné reakce se palivo dostává do střední fáze svého životního cyklu neboli fáze užitečné, kdy se část energie v něm obsažená využívá k výrobě energie elektrické. V průběhu této fáze se však změní jeho složení, které pak určuje způsob, jak bude následně s použitým palivem nakládáno. S probíhající štěpnou reakcí v reaktoru vzniká v palivu velké množství vysoce radioaktivních prvků, které nesmějí přijít do styku s životním prostředím, a proto zacházení s použitým palivem podléhá přísným bezpečnostním předpisům a vyhláškám. [4]

*Mezi nejzákladnější vyhlášky dle [5] lze zařadit:*

- *Vyhláška č. 132/2008 Sb., o systému jakosti při provádění a zajišťování činností souvisejících s využíváním jaderné energie a radiačních činností a o zabezpečování jakosti vybraných zařízení s ohledem na jejich zařazení do bezpečnostních tříd.*
- *Vyhláška č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně.*
- *Vyhláška č. 309/2005 Sb., o zajišťování technické bezpečnosti vybraných zařízení.*
- *Vyhláška č. 317/2002 Sb., o typovém schvalování obalových souborů pro přepravu, skladování a ukládání jaderných materiálů a radioaktivních látek, o typovém schvalování zdrojů ionizujícího záření a o přepravě jaderných materiálů a určených radioaktivních látek (o typovém schvalování a přepravě).*

Jak již bylo zmíněno v odstavci 1.2, palivo je přemístěno po jeho funkčním období z reaktoru do bazénů s vodou, které se většinou budují v těsné blízkosti reaktorů, kde postupně chladne a dochází ke snížení jeho reaktivity, podrobněji viz kapitola 2.1 – způsoby uložení jaderného paliva. Voda s příměsí kyseliny borité (12 g/kg) v bazénech slouží pro odvod tepla, zajištění podkritičnosti a pro odstínění radioaktivního záření.

### 1.3.3 Zadní část palivového cyklu

Existují dvě cesty, jakými se palivo po jeho částečném vychladnutí může ubírat, a to buď převoz do skladu použitého paliva, kde by čekalo na definitivní uložení v konečném hlubinném úložišti, nebo recyklace na palivo nové. Recyklace je založena na skutečnosti, že i použité palivo obsahuje využitelný uran – 235 a plutonium, které lze z použitého paliva určitým způsobem získat. Této recyklaci říkáme přepracování. Tímto způsobem lze sice docílit vyššího využití původní suroviny, uranu, tento nákladný a náročný způsob je však v důsledku nízkých cen uranu a čerstvého paliva prozatím ekonomicky nevýhodný. I přesto některé země (např. Francie a Velká Británie) vybudovaly vlastní velké přepracovávající závody, kde se přepracovává použité palivo i z jiných zemí. I tento způsob však není bezodpadový, vznikají při něm taktéž vysoce radioaktivní odpady, které je nutné oddělit od životního prostředí. Poněvadž stále nikde na světě není v provozu definitivní úložiště, musejí být i tyto odpady skladovány stejně jako použité palivo ve skladech. [4]

## 2 Transport a skladování použitého jaderného paliva

Dle tzv. atomového zákona (Parlamentem ČR přijatého v roce 1997) je povinností provozovatele jaderného zařízení postarat se o použité palivo, které ve svém zařízení používá (v ČR energetická skupina ČEZ). Provozovatel je povinen zajistit veškeré náklady spojené s manipulací s radioaktivními odpady, a to od jejich vzniku přes jejich uložení až po zabezpečení úložišť. Garantem za použité jaderné palivo a za jeho bezpečné uložení je stát, jenž za tímto účelem založil Správu úložišť radioaktivních odpadů (SÚRAO). V ČR navíc veškerý radioaktivní odpad podléhá regulaci a dozoru Státního úřadu pro jadernou bezpečnost. [6]

### 2.1 Způsoby uložení jaderného paliva

Likvidace radioaktivních odpadů (RaO) vychází z mezinárodně uznávaných principů. Hlavními cíli jsou zajištění ochrany zdraví a životního prostředí před negativním dopadem ionizujícího záření, snaha o minimalizaci produkce RaO a ochrana budoucích generací před nechtěnou zátěží.

Způsobů jak uložit PJP je mnoho. Použité palivo je dočasně ukládáno do stíněných ocelových kontejnerů na 40 – 50 let, do vodních bazénů umístěných vedle jaderných reaktorů nebo mimo ně, dále také do betonových sklípků nebo betonových kontejnerů. Každá metoda má přirozeně své výhody i nevýhody. Výběr metody se řídí lokálně dle potřeb jednotlivých jaderných elektráren. Definitivní uložení RaO v budoucnu umožní hlubinná úložiště.

Uložení PJP v dočasném úložišti (ve skladu) disponuje řadou výhod. Lze mezi ně zařadit například skutečnost, že odpady jsou pod stálou kontrolou, a dostatek času v průběhu skladování na rozmyšlení, co s odpady podniknout dále, objeví-li se výhodnější a modernější metoda na jejich zpracování, případně jejich opětovné využití v jaderných zařízeních. [2] [6]

#### 2.1.1 Mokrý skladování

Hovoříme-li o mokrém skladování, míníme tím ukládání použitého jaderného paliva do vody. Tento způsob je dnes v jaderných elektrárnách nejrozšířenější, ve většině případů se však jedná pouze o krátkodobé řešení. Mokrý skladování lze rozdělit na dva typy:

- Skladování v bazénech umístěných přímo u reaktoru
- Centrální mokrý sklad

Voda v bazénech se používá pro její dobrou stínicí schopnost, čímž je zajištěna ochrana obsluhy a elektrárny před nebezpečným zářením, a pro spolehlivý odvod tepla od teplo sálajících použitých jaderných článků. Výhodou mokrého skladování je bezesporu snadná a rychlá vizuální kontrola PJP.

Mezi nevýhody mokrého způsobu se řadí potřeba stálého chlazení a čištění vody, čímž vznikají kapalné radioaktivní odpady. Další nevýhodou jsou provozní náklady, které jsou vyšší než u suché metody skladování.

Naprostá většina mokrých úložišť je umístěna přímo vedle reaktorů v podobě vodních bazénů. Centrální mokré sklady jsou rozšířeny převážně v přímořských zemích (např. Švédsko, Japonsko), kde leží v blízkosti mořského pobřeží a přebytečná tepelná energie je odváděna do moře. [6] [7]



Obr. 2.1. Mokrý mezisklad v La Hague ve Francii [7].

### 2.1.2 Suché skladování

K suchému způsobu se sahá za předpokladu delšího intervalu uložení. Jeho výhodou jsou výrazně nižší náklady na provoz suchých skladů (haly, modulové sklípky), a to v porovnání s potřebnými náklady na provoz vodních bazénů. Jako výhodu lze také považovat možnost snadné manipulace s PJP, poněvadž to už je uloženo a odstíněno v ochranných OS (obalové soubory – kontejnery). Suché skladování lze považovat za jakýsi druhý stupeň skladování, neboť PJP je do suchých hal či modulových sklípků umísťováno až po několika letech „odpočinku“ v bazénech použitého paliva. Suché skladování bývá řešeno dvěma způsoby:

- Použité palivo je umístěno do betonových staveb (sklípků – tzv. jednotlivé/modulové skladování)
- Použité palivo je umístěno v suchých halách (skupinově v betonových či kovových kontejnerech)

#### *Jednotlivé/modulové suché skladování*

Modulové boxy či sklípky, do kterých je ukládán omezený počet palivových souborů umístěných v hermeticky uzavřených vertikálních trubkách naplněných inertním plynem, se pro tento způsob suchého skladování vystavují na vybraných místech ve volném terénu. Vertikální trubky jsou umístěny v „hnízdech“ v betonové stavbě, kde jsou chlazeny cirkulujícím vzduchem. Popsaným způsobem je otázka skladování řešena například v USA u reaktoru Fort Saint Vrain a Calvert Cliffs nebo v Anglii v elektrárně Wylfa. Na následujícím obrázku 2.2 je vyobrazen příklad suchého modulového skladu.



Obr. 2.2. Horizontální modulový sklad (Calvert Cliffs – USA) [8].

Dalším využívaným suchým způsobem jsou betonová síla, do kterých se použité palivo vkládá v zapouzdřených ocelových koších. Chladicí vzduch zde cirkuluje díky speciálním kanálům. Betonová síla jsou umístěna ve vertikální poloze volně ve venkovním prostoru na vybetonované ploše. Systém popsaného uložení je využíván například v USA na elektrárně Oconee a v Kanadě u reaktoru Gentilly. Na následujícím obrázku 2.3 je vidět koncepce tohoto volného skladu.



Obr. 2.3. Suché skladování v podobě betonových sil (USA) [10].

Obě venkovní varianty jsou chráněny ploty a přísně hlídány proti vniknutí nepovolaných osob. [7] [9]

### *Suché halové skladování*

Suché halové skladování je velmi rozšířeným typem. Tento přístup skladování je praktikován i v České republice, a to ve formě suchých skladů vybudovaných v areálu jaderných elektráren EDU a ETE.



PJP je nejprve vkládáno do speciálních dvouúčelových (transportních a skladovacích) ocelových kontejnerů v JE, odkud je poté přemístěno do suchých skladovacích hal. Skladovací haly jsou velmi odolné stavby, kde je k odvodu tepla instalován účinný ventilační systém založený na principu přirozené konvekce. Uložení PJP je zde odhadováno na 50 – 60 let. Výhodou oproti předchozímu popsanému způsobu je možnost snadnější manipulace včetně transportu kontejnerů, a to díky jejich konstrukčním vlastnostem a rozměrům. Podrobná rešerše kontejnerů na PJP je popsána v následující kapitole. [2][6]



**Obr. 2.4. Zaplněný suchý sklad v areálu Jaderné elektrárny Dukovany (kontejnery typu Castor 440/84M) včetně manipulačního zařízení [11].**



**Obr. 2.5. Budovaný sklad v areálu JE Temelín o výměře 5 250m<sup>2</sup> [17].**

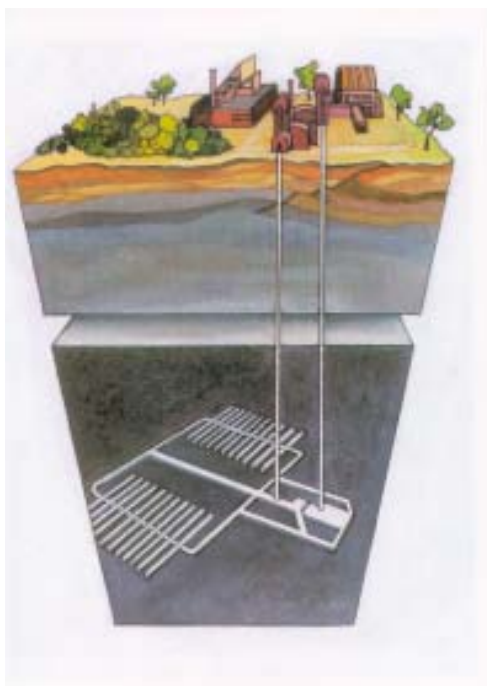
### 2.1.3 Hlubinná úložiště

Z důvodu požadavku dokonalé izolace RaO od biosféry, se přístup k budoucím dlouhodobým úložištím mění na budování hlubinných geologických formací o hloubkách několika set metrů pod povrchem zemským. Úložiště tohoto typu by se měla situovat v seizmicky stabilních oblastech v například žulovém (granitovém) masivu. Momentálně však ve světě úložiště tohoto typu v provozu prozatím nejsou. V mnoha zemích (Švédsko, Finsko, USA) jsou již ale hotové projekty s probíhajícími přípravnými pracemi či jsou již ve výstavbě. [2][12]

Hlubinná úložiště se v principu skládají ze tří částí:

- Podzemní prostory pro ukládání a manipulaci s kontejnery s PJP
- Přístupové šachty a tunely
- Nadzemní – povrchový areál

Ukládací komory se plánují budovat v hloubce zhruba 500 m (dle charakteristiky horninového podloží) ve stabilní geologické formaci s předpokladem uložení PJP do speciálních kontejnerů s dlouhodobou životností. Doba uložení se plánuje na 40 až 100 tisíc let.



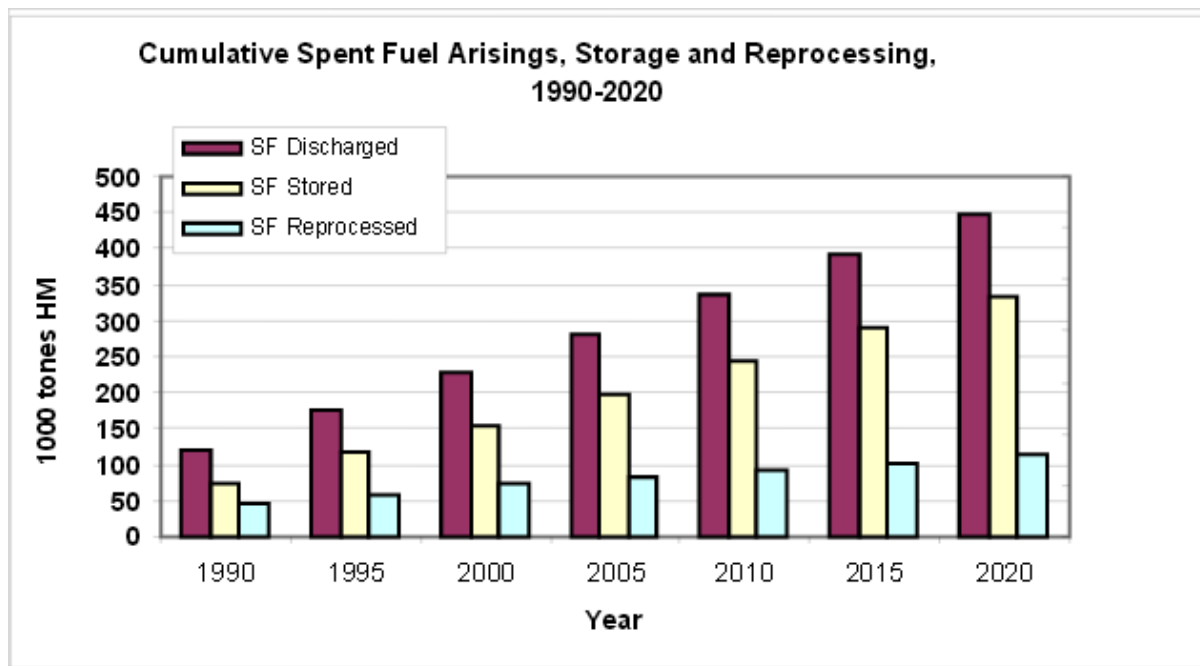
Obr. 2.6. Koncept hlubinného úložiště [12].

Závěrem teoretického úvodu je třeba podotknout, že s postupem času se neustále objevují nové možnosti a technologie přepracování PJP a dokonce také možnost uvolnění většího množství energie z PJP, která je nám prozatím „nedostupná“, a to za pomoci technologie ADTT. Z těchto důvodů se tedy PJP prozatím vyplatí skladovat ve snadno přístupných povrchových úložištích se současným vyčkáváním, jak se tyto technologie dále vyvinou.

### Princip ADTT

Technologie ADTT byla navržena již v padesátých letech 20. Století. V současnosti se touto technologií zabývají vědci v amerických laboratořích Los Alamos, evropském CERNu a ruském Dubně. Jedná se o novou moderní alternativu chemického přepracování paliva. Současně prováděné pokusy by mohly vyústit v zkonstruování zcela nového typu jaderného reaktoru v kombinaci s výkonným urychlovačem. Zmíněné zařízení by umožnilo využívat i paliva, která nejsou schopna samostatně udržet štěpnou řetězovou reakci. Jedná se například o použité palivo ze stávajících elektráren, přírodní thorium a podobně (12g thoria umožňuje uvolnění energie srovnatelné s uvolněním energie z 30 tun uhlí). Takovéto složení aktivní zóny je však podkritické, je tedy zapotřebí dalšího přísunu chybějících neutronů, a to pomocí vedlejšího zdroje – výkonového urychlovače protonů, jenž ostřeluje jádra těžkých prvků (Pb, W) v terčíku nacházejícím se uvnitř aktivní zóny, kdy jejich roztržení produkuje potřebné neutrony, které se postarají o rozvinutí štěpné reakce. [13]

Následující graf zachycuje prognózu předpokládaného množství PJP od roku 1990 do roku 2020. Množství je udáváno v tisících tun. V současné době se množství PJP pohybuje, jak lze vidět v grafu, okolo 390 000 t. Rudá barva zde představuje celkové množství PJP, barva žlutá pak celkové množství uskladněného použitého paliva a konečně světle modrá barva představuje PJP jdoucí na přepracování. Z grafu lze dále vidět, že množství PJP narůstá zhruba o 10 500 t ročně.



Obr. 2.7. Prognóza uvolňovaného množství PJP jadernými zařízeními v rozpětí 30 let [16].



## **2.3 Transport použitého jaderného paliva**

Jak již bylo zmíněno v podkapitole 1.2, obsah použitého jaderného paliva je: v průměru 95 % izotopu U-238 uranu, 1 % nově vytvořeného plutonia a 4 % štěpných produktů (pocházejících z jaderné reakce).

V podkapitole 1.2 bylo dále popsáno, jak je nakládáno s palivem po jeho vyjmutí z reaktoru. Nejprve je umístěno do bazénu PJP, kde je uloženo do té doby, než jeho radioaktivita klesne zhruba na 50 % původní hodnoty. Poté je umístěno do speciálních kontejnerů a přemísťováno do skladů PJP.

Transport PJP z reaktoru do skladu či přepravního závodu se provádí ve speciálních kontejnerech (viz také kapitola 3) po veřejných komunikacích, železnicích či na lodích, a to za přísných bezpečnostních podmínek. Podmínky manipulace udává, jak již bylo zmíněno na začátku kapitoly 2, tzv. atomový zákon (Parlamentem ČR přijatý v roce 1997). Více o transportních a skladovacích požadavcích v kapitole 4.

Použité jaderné palivo je transportováno v obalovém souboru B(U) typu (obalové soubory pro přepravu jaderných materiálů a radioaktivních látek), které jsou stíněny ocelí či kombinací oceli a betonu. Mohou vážit cca 110 t po naplnění, kde typická zátěž jaderného paliva je například pro EDU 10.6 MTU a pro ETE 8.4 MTU.

Již v roce 1971 bylo přepraveno na 7 000 nákladů s PJP (přes 80 000 t). Náklady putovaly několik milionů kilometrů bez jakýchkoli škod na majetku, zranění, porušení kontejnerů, a to navíc při velmi nízkých dávkách záření na pracovníka (dávky nepřesáhly 0.33 mSv/rok). Přepravováno bylo na 40 000 t PJP do přepracovávajícího závodu Areva v La Hague, cca 30 000 t použitého anglického paliva do anglického přepracovávajícího závodu Sellafield, 7 000 t PJP z Japonska do Evropy přes moře a 4 500 t PJP v rámci Švédska. [33]

### 3 Vývoj v oblasti obalových souborů na PJP

Následující kapitola je věnovaná vývoji v oblasti skladování PJP. Zejména pak různým konstrukčním řešením stávajících druhů kontejnerů na PJP.

Jaderné elektrárny byly původně designovány tak, aby bylo možné v místě jejich výstavby skladovat jimi použité jaderné palivo, které musí být, z důvodu postupné ztráty jeho účinnosti v aktivní zóně (AZ), periodicky vyměňováno za palivo nové. V klasických dnešních jaderných elektrárnách s kampaňovou výměnou paliva je vyměňováno okolo jedné třetiny celkového množství palivových souborů po konci každého funkčního období (v ČR se jedná o čtyř až šesti roční cyklus s postupnou výměnou čtvrtiny palivových souborů ročně). Palivo, které i po konci jeho používání generuje značné teplo a radiaci, je neprodleně po vyjmutí z AZ bezpečně umístěováno do vodních bazénů.

Designéři reaktorů očekávali uložení použitého paliva v bazénech pouze na pár let s tím, že poté bude palivo uvedeno pomocí přepracování znovu do svého činného procesu. Předpokládalo se, že závody pro přepracování separují recyklovatelné části souborů od znovu nevyužitelných, které by poté mohly být označeny za odpad. Bohužel však ke komerčnímu přepracování ve větší míře nikdy nedošlo a vodní bazény s příměsí kyseliny borité se pomalu ale jistě začaly zaplňovat.

S postupným zaplňováním reaktorových vodních bazénů na PJP se, v raných osmdesátých letech 20. století, jednotlivé JE začaly poohlížet po řešení vzniklé situace, a to po možném uskladnění více PJP, než které byly do této doby schopny uskladnit. Z důvodu robustnosti a pevnosti konstrukce bazénů nebylo možné tyto rozšířit či prohloubit k pojmutí více použitého paliva. Nabízela se dvě okamžitá řešení: zmenšení rozestupů mezi jednotlivými soubory, čímž vznikl prostor pro další, a vyjmutí palivových tyčí z jednotlivých souborů s cílem je uspořádat mnohem hustěji, než v souborech původně byly. Dalším řešením, které nebylo ale příliš výhodné, bylo postavení dalšího vodního bazénu mimo reaktor. Z důvodu vysokých nákladů jak na výstavbu, tak poté na provoz však bylo nutné najít jiné řešení, a to efektivní nejen z pohledu vynaložených nákladů ale i bezpečnosti. [14]

#### 3.1 Počátky suchého skladování

Jaderná zařízení počala éru suchého skladování v osmdesátých letech 20. století. Po několika letech PJP ve vodních bazénech byla jeho radioaktivita snížena natolik, že mohlo být vyjmuta a uloženo do suchých obalových souborů, uvolňujíc tak potřebné místo k uložení právě vyjmutého, vysoce radioaktivního, použitého paliva.

Ačkoli první suchý kontejner na PJP byl naplněn již v roce 1986, jeho stínění bylo na velmi vysoké úrovni. Neuvolňoval žádné záření, které by ohrozilo veřejnost či kontaminovalo životní prostředí. Testy po několika letech uložení potvrdily, že vyvinutý systém zajišťuje bezpečné a účinné uložení. Dlouholeté studie ukazují, že potenciální nebezpečí úniku záření je velmi malé. Kontejnery jsou zpravidla vyrobeny z oceli s důkladně svářenými spoji. Každý

z ocelových válců navíc obklopuje další ochranný plášť z betonu, oceli či jiného materiálu, a to k zajištění stínění radiace při manipulaci. V tabulce 3.1 je znázorněn vývoj způsobu skladování použitého jaderného paliva. [15]

Způsob	Rok					
	1950	1960	1970	1980	1990	2000
Mokrý	Většina reaktorových a mimo reaktorových bazénů					
Suchý			Krypta (1971, Wylfa)			
			Betonové silo (1977, Whiteshell)			
				Železné kontejnery (1986, Surry) – včetně kontejneru typu CASTOR		
						Betonové kontejnery (1992, Surry)

Tabulka 3.1. Vývoj způsobů skladování PJP [15].

V současné době se suché skladování stává velmi rozšířeným způsobem skladování PJP.

Velmi zásadním datem v přístupu ke skladování bylo 11. září 2001, kdy došlo k teroristickému útoku na světová obchodní centra v USA. NRC (*Nuclear Regulatory Commission*) vydala pokyn k provedení určitých měření, zaměřujících se na analýzu poškození vodních bazénů a obalových souborů v důsledku rozsáhlého požáru, exploze a pádu letadla, s následným provedením opatření, která tyto eliminuje. Jaderná zařízení by taktéž měla odolat přírodním jevům, jako jsou tornáda, zemětřesení či tsunami. [14]

## 3.2 Rozdělení kontejnerů na PJP

Výrobou suchých skladovacích kontejnerů se dnes zabývá mnoho firem. Tím lze vysvětlit nesčetné množství jejich typů a designových zpracování, která se odvíjejí od účelu použití, a to, zdali se jedná o paliva z výzkumných reaktorů nebo leoborců, která jsou zpravidla menších rozměrů a kapacit, či o paliva z velkých výkonových bloků o velkých rozměrech a kapacitách. Odlišnosti jednotlivých kontejnerů jsou ve zpracování vnějších těles, jejich povrchu, jenž může být hladký či žebrovaný pro lepší odvod tepla, a jejich geometrických rozměrů odvíjejících se od rozměrů a kapacit ukládaných paliv. Ukládaná paliva mohou být různých rozměrů a tvarů, a to v závislosti na typu reaktoru. Západní reaktory (PWR) využívají paliv čtvercového průřezu, kdežto u východních typů jaderných zařízení (VVER) se používají paliva tvaru šestihranného. Další, méně rozšířené typy reaktorů (např. RBMK, CANDU), používají paliva jiných specifických tvarů a rozměrů. Konstrukce kontejnerů se tedy vždy provádějí dle aktuálních požadavků zákazníka, který zadává navíc například stupeň obohacení a délku expozice paliva, způsob plnění a skladování. Z důvodu velkého množství typů dosud vyráběných kontejnerů, jejichž popsání by nebylo možné v této práci obsáhnout, zde budou uvedeny pouze ty nejvíce používané. Podrobný popis bude pak věnován zejména kontejnerům typu CASTOR 440/84M a CASTOR 1000/19, které jsou využívány pro uskladnění PJP z českých jaderných elektráren.

Rozdělení kontejnerů se činí v zásadě dle jejich technologie, funkce, užití, typu paliva, skladovací polohy a kapacity. Kovové kontejnery lze navíc dělit dle licencovaného typu užití, čímž se rozumí, zda se jedná o jednoúčelové či dvouúčelové kontejnery. Kde jednoúčelové kontejnery slouží pouze pro skladování a dvouúčelové, které musí vyhovovat přísnějším požadavkům, pro transport i skladování. Následující tabulka zobrazuje stručné rozdělení kontejnerů. Nejvíce pozornosti bude věnováno kontejnerům kovovým, které se většinou licencují jak na skladování, tak i na transport PJP.

Typ	Odvod tepla	Kontejnment (Médium)	Stínění	Příklad
Kovové kontejnery	Kondukcce stěnou či žebry kontejneru	Dojitá víka, masivní stěny (inertní plyn)	Ocelové stěny kontejnerů	CASTOR, TN, NAC-ST/STC, BGN Solutions
Železo - Betonové kontejnery /sila	Konvekce vzduchem okolo kontejneru/sila	Klasická/svařovaná víka (inertní plyn)	Železo - Betonové stěny kontejnerů	CONSTOR, HI-STORM/HI-STAR
Betonové moduly	Konvekce vzduchem okolo modulu	Tenkostěnný základní obal (inertní plyn)	Betonové stěny modulů	NUHOMS, NAC-MPC/UMS/MAGNASTOR
Krypty	Konvekce vzduchem okolo trubic	Jednotlivé trubice (inertní plyn v trubkách)	Betonové stěny krypt	MVDS MACSTOR
Hlubinná úložiště	Kondukcce skrz zem	Ocelový barel (inertní plyn)	Zem	Ještě nerealizováno

Tabulka 3.2. Stručné rozdělení vyráběných typů kontejnerů [15].

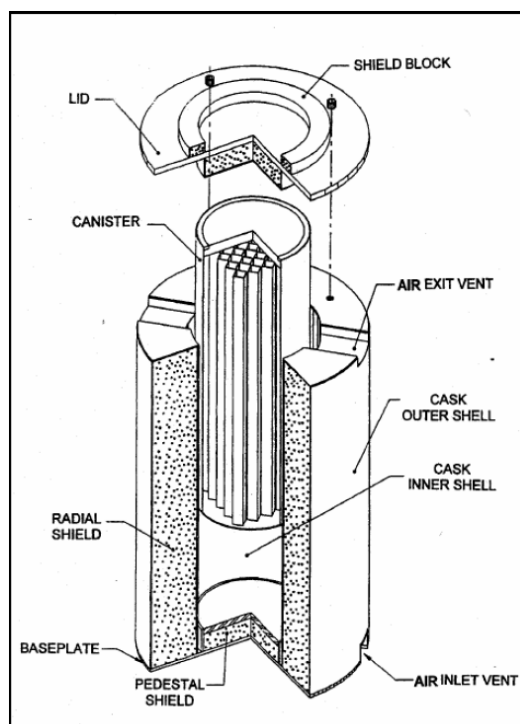
### 3.3 Vybrané koncepce kontejnerů

Způsoby skladování byly již rozebrány ve druhé kapitole předložené práce. V této podkapitole budou pro představu uvedeny příklady vybraných koncepcí kontejnerů.

#### 3.3.1 Holtec International, Inc.

##### *HI-STORM*

Řešení kontejneru je zřejmé z obrázku 3.1, lze si všimnout vnitřního obalu a vnější betonové obálky. Jedná se vertikální, železo – betonový, válcový kontejner. Stěna nádoby je tvořena ze železobetonu, jenž je z obou stran obklopen skořepinou z uhlíkové oceli. Způsob jeho konstrukce je vhodný i pro použití v podzemních skladech, je zde však nutnost zajištění přívodu vzduchu k ventilačním průduchům, a to k dosažení dostatečného chlazení. Kontejner je schopný pojmout až 32 souborů z PWR nebo 68 souborů z BWR. Následující obrázek ukazuje koncepci popisovaného obalového souboru.

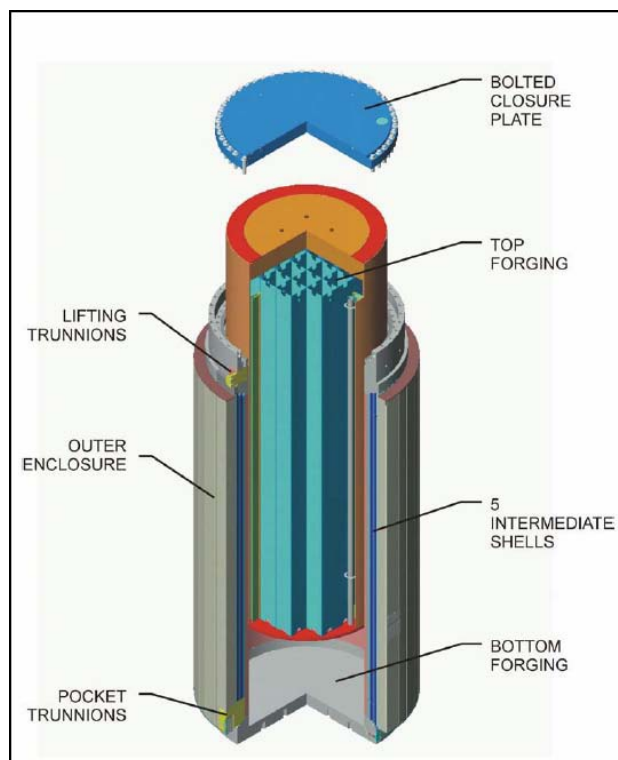


Obr. 3.1. Kontejner typu HI-STORM [18].

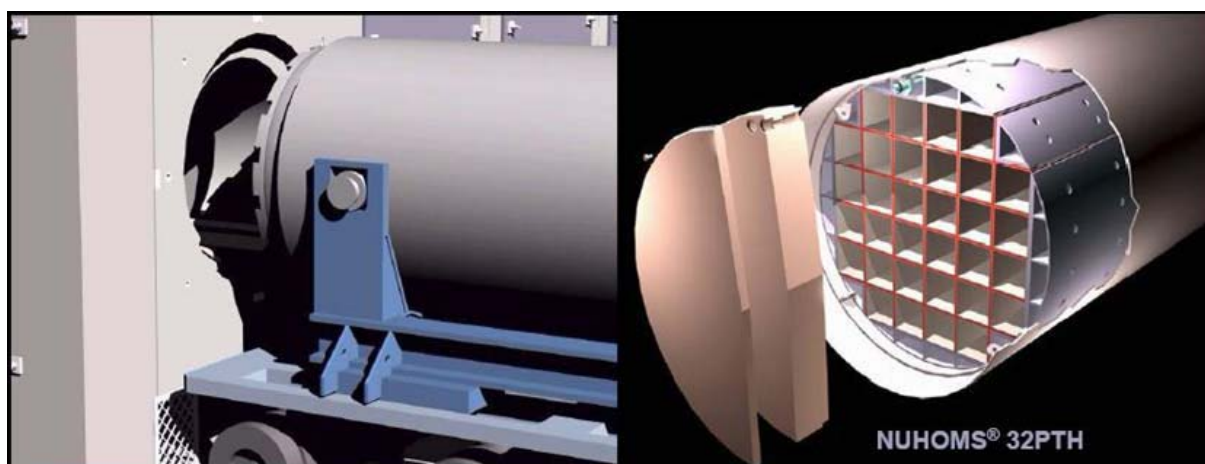
### HI-STAR

Způsob, jakým je řešen tento typ kontejneru, lze pozorovat na obrázku 3.2, kde je zobrazen konkrétní typ, a to HI-STAR 100. Jeho kapacita je 24 PWR souborů či 68 BWR souborů. Sestává z více účelového kanistru, který obsahuje samotné PJP, a z vertikálního kontejneru typu HI-STAR 100. Primární stínící prostředky této koncepce jsou obsaženy ve stěnách obalového souboru, jedná se o stínění neutronů a o vrstvy železa pro stínění gama záření. Stínění neutronů je provedeno kolem vnějšího povrchového poloměru, zatímco stínění gama záření je zajišťováno vnitřní, střední a přídatnou obálkou spolu se spodním kováním a uzavíracím víkem.

Podobně řešených systémů je velké množství. Horizontálně modulové uspořádání reprezentuje například systém NUHOMS produkovaný francouzskou firmou Transnuclear INC. NUHOMS je velmi rozšířeným typem, jeho technologie je dostupná ve více variantách pro různé typy PJP. Obr. 3.3 ukazuje právě jeho koncepci. Na obrázku lze navíc pozorovat způsob jeho ukládání. Vpravo je zobrazen samotný horizontální kontejner, vlevo pak speciální transportní a ukládací zařízení, které je přitěsněno k prostoru určenému ke skladování. Samotná zavážka vnitřní obálky do betonového bloku se provádí pomocí hydraulických pístů. [18]



Obr. 3.2. Kontejner typu HI-STAR 100 [18].



Obr. 3.3. Skladovací systém NUHOMS [18].

### 3.3.2 GNS

#### CONSTOR

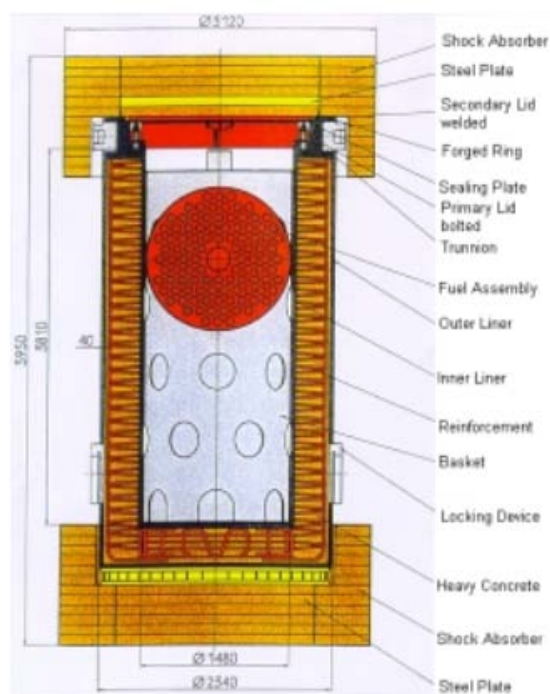
Jedná se o kontejner vyvinutý německou společností GNS za spolupráce ruské firmy CKTI. Je vhodný pro transport i dlouhodobé skladování. Jako základní stínící prvek je zde využit masivní beton. Kapacita je 102 svazků (poloviční soubory).

Samotné tělo kontejneru typu CONSTOR RBMK sestává z vnitřní a vnější ocelové skořepiny. Mezera mezi skořepinami je vyplněna masivním betonem sloužícím ke stínění neutronů a gama záření. Uvnitř betonu se nachází železná výztuž, která zde plní účel zpevnění struktury a odvodu tepla. Spodek kontejneru má ten samý profil – železobetonový sendvič.

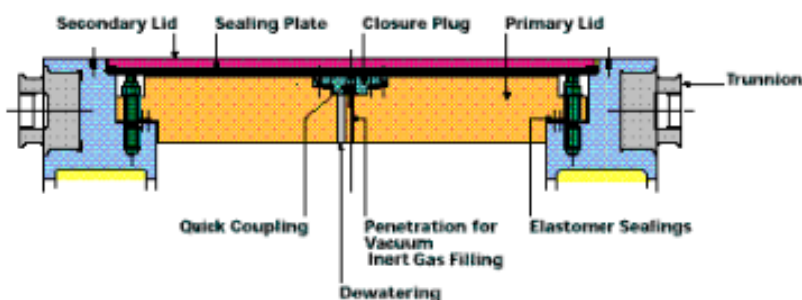
Víko kontejneru je přivařeno k ocelové přírubě z nerezové oceli. Na ocelové přírubě jsou rovněž přivařeny čepy pro manipulaci.

Uzavírací systém je designován jako multi – bariérový. Primární přivařované víko plní funkci jak zpevňovací, tak stínící. Jako dočasné těsnění před konečným utěsněním primárními těsníci deskami a sekundárním víkem je zde použito elastomerového těsnění. Těsnící desky a následně i sekundární víko jsou přivařeny ke kovanému ocelovému prstenci, a to po naplnění a zkontrolování nádoby kontejneru. Tato víka tvoří společně s vnitřním a vnějším pláštěm (včetně spodních desek) dvoj bariérový systém.

Na spodku nádoby je použit prvek ze speciální oceli k absorpci nevyžádaných otřesů, jako je například pád kontejneru při manipulaci či transportu. Snižuje se tím potenciální riziko poškození nádoby s následným únikem nebezpečných radioaktivních prvků do okolí. Následující obrázky ukazují koncepci CONSTOR RBMK. [19]



Obr. 3.4. CONSTOR RBMK transportní a skladovací kontejner [19].



Obr. 3.5. CONSTOR RBMK uzavěrový systém [19].

### 3.3.3 NAC International

#### NAC UMS

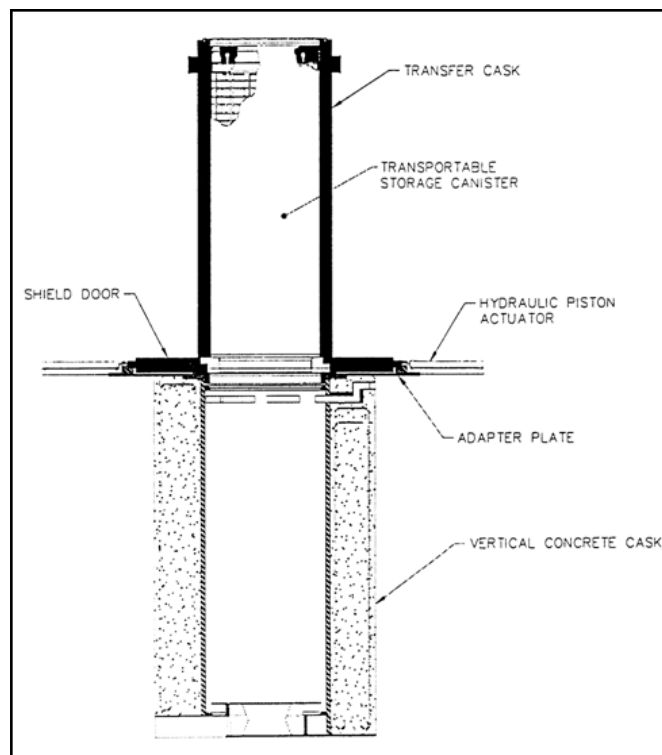
NAC UMS byl certifikován pro uložení 24 PWR či 56 BWR souborů, představuje universální skladovací systém, který zahrnuje přenosný kanistr s přivařeným víkem, vertikální skladovací nádobu a transportní nádobu.

Přenosný kanistr je samostatným systémem pro uložení palivo, sestává z hlavní válcové skořepiny z oceli s přivařenou spodní deskou, souborovým košem a stínícím a strukturálním víkem. Samotná ocelová nádoba, spodní deska a víko zajišťují primární stínění. Souborový koš je tvořen čtvercovými trubkami z nerezové oceli. Trubky mohou obsahovat bórové vložky pro zajištění podkritičnosti. Dále je zde možnost použití hliníkových disků pro lepší odvod tepla od PJP ke stěně kanistru.

Skladovací nádoba zajišťuje stínění, ochranu proti vnějším vlivům a přirozenou cirkulaci vzduchu kolem kanistru v průběhu skladování. Stěna nádoby je tvořena betonem a železnými výztužemi, dále je koncipována tak, aby proudící vzduch odváděl zbytkové teplo od PJP.

Transportní nádoba slouží k transportu kanistru do skladovací nádoby. Jedná se o vícestěnnou nádobu, která zajišťuje bezpečný přesun kanistru s PJP.

Obrázek 3.6 ukazuje transportní nádobu (na obrázku nahoře), skladovací nádobu (na obrázku dole) a přenosný kanistr, a to v průběhu konečného ukládání PJP.



Obr. 3.6. NAC UMS – průběh plnění skladovací nádoby kanistrem s PJP [18].



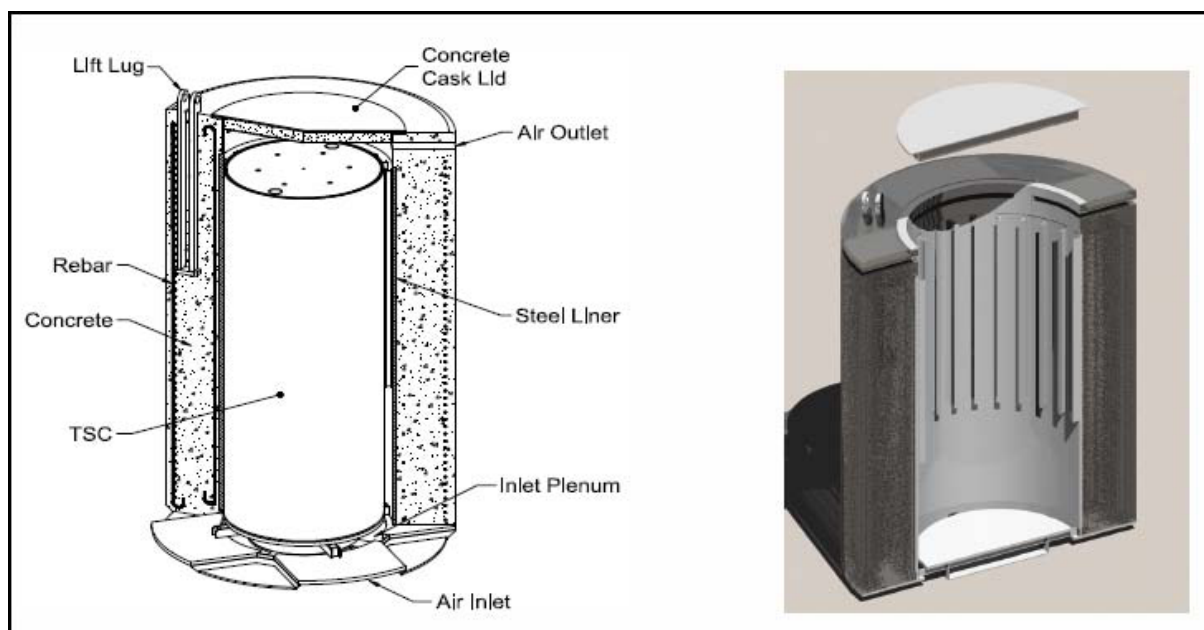
### NAC MAGNASTOR

NAC MAGNASTOR je systém, jenž umožňuje uskladnit na 37 PWR či 87 BWR souborů. Obsahuje přenosný kanistr s přivařeným víkem, betonovou skladovací nádobu a transportní nádobu.

Přenosný kanistr představuje samostatný systém pro PJP. Tvoří ho hlavní válcová uzavřená skořepina, přivařená spodní deska, koš na PJP, uzavírací víko a dvě sady redundantních průnikových krytů. Válcová skořepina, spodní deska a uzavírací víko jsou zhotoveny z nerezové oceli. Koš na PJP je zhotoven z uhlíkové oceli. Jednotlivé boxy koše obsahují desky absorbující neutrony, které mohou být umístěny na všech 4 stěnách jednotlivého boxu. Důvodem je zajištění podkritičnosti. Každá absorpční deska je kryta nerez ocelí před poškozením při manipulaci s PJP.

Betonová skladovací nádobu je obalem na přenosný kanistr. Jejím účelem je zajistit stínění, strukturální podporu, ochranu proti vnějším vlivům a přirozené chlazení přenosného kanistru během dlouhodobého skladování. Jedná se o betonovou nádobu, jejíž pevnost je zvýšena výztuhami z uhlíkové oceli. Průchod vzduchu je zajištěn prstencovými průduchy. Nádobu uzavírá víko z uhlíkové oceli a víko z betonu.

Transportní nádobu zajišťuje stínění během přepravy a manipulace. Jedná se o několikastěnnou nádobu (ocel/olovo/NS-4-FR/ocel), která má hydraulicky ovládaná spodní vrata, která se používají při nakládce a vykládce. Následující obrázek názorně zobrazuje koncepci NAC MAGNASTOR.



Obr. 3.7. Koncepce NAC MAGNASTOR [18].

### 3.3.4 Transnuclear, Inc.

Rodina kontejnerů Transnuclear, TN-24P, TN-40, TN-32, TN-68 je ocelovými kontejnery určenými pro uskladnění 24 PWR, 40 PWR, 32 PWR a 68 BWR souborů. Následně bude názorně popsán nejpoužívanější z těchto, a to TN-68. Tabulka 3.3 zobrazuje základní rysy a vlastnosti vybraných kontejnerů řady TN.

Popis	TN-32	TN-40	TN-40HT	TN-68
Určeno pro typ	PWR	PWR	PWR	BWR
Max. počet souborů	32	40	40	68
Max. tepelné zatížení [kW]	32.7	27	32	30
Min. doba chlazení [roky]	7	10	18	7
Max. vyhoření paliva [GWd/MTU]	40	45	60	60
<b>Rozměry</b>				
Výška [m]	4.9	4.4	4.6	5.5
Výška s ochranným krytem [m]	5.13	5.13	5.07	
Vnější průměr [m]	2.48	2.53	2.57	2.49
Váha nákladu [t]	104.8	102.5	109.95	104.3

Tabulka 3.3. Základní rysy a vlastnosti kontejnerů řady TN [18].

#### TN-68

Jedná se o válcový kontejner skládající se z následujících částí: samostatná uzavřená nádoba se šroubovým uzávěrem víka, souborový koš, gama stínění, čepy pro manipulaci, neutronové stínění, tlakový monitorovací systém, kryt proti vnějším vlivům.

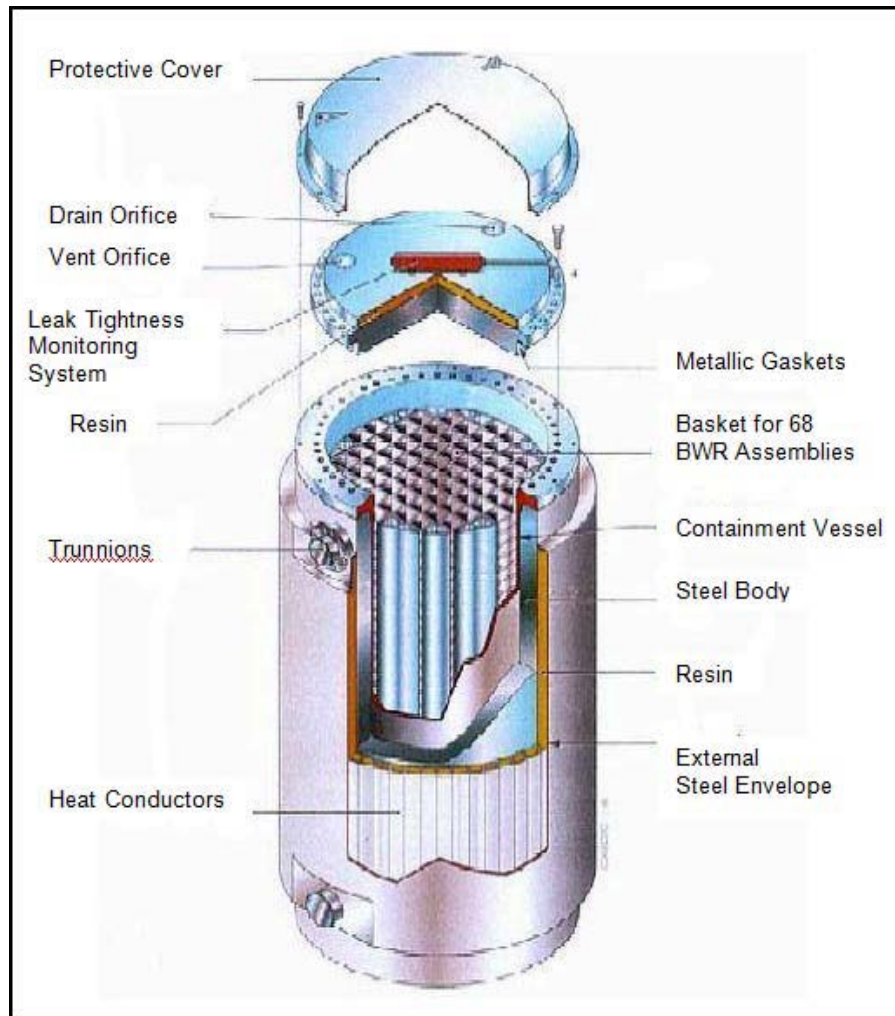
Samostatná uzavřená nádoba je tvořena vnitřní skořápkou z uhlíkové oceli, integrovaným spodním uzávěrem, přírubou s následně šroubovaným víkem utěsněným kovovým těsněním z uhlíkové oceli a odvodušňovacími průduchy.

Souborový koš je vyhotoven z nerez oceli. Nad a pod každou buňkou pro jednotlivé soubory jsou umístěny absorpční desky neutronů, tyto desky zastávají funkci jak udržení podkritičnosti, tak odvodu tepla od souborů ke stěnám kontejneru.

Stínění gama záření obklopuje samotnou uzavřenou nádobu obsahující PJP. Je tvořeno nezávislou skořepinou a spodní deskou z uhlíkové oceli, jež je přivařena k uzávěrové přírubě. Volitelný krycí štít záření gama z uhlíkové oceli může být navíc instalován nad stíněním neutronového záření. Stínění fotonů je rovněž zajišťováno uzavíracím víkem. Radiální neutronové stínění se skládá z polyesterové pryskyřice s příměsí bóru (v Obr. 3.8 označeno jako *resin*). Pryskyřicová směs je uložena v dlouhých, úzkých, hliníkových boxech, které jsou uloženy ve vnější ocelové skořápce. Hliníkové boxy zajišťují odvod tepla ze samotné nádoby na PJP k vnější skořepině. Axiální neutronové stínění je zajištěno polypropylenovým diskem umístěným na víku nádoby na PJP.

Kontejner skýtá celkem čtyři čepy, které jsou určeny pro veškeré manipulační práce během zavážení a přemísťování. Tlakový monitorovací systém zajišťuje neustálý dohled nad

tlakem v meziprostoru vnitřního a vnějšího těsnícího víka. Je složen z nádrže s heliem, tlakových převodníků, armatur a ventilů. Svrchní kryt zajišťuje ochranu proti nepříznivým vnějším vlivům, a to pro uzavírací víko, tlakový monitorovací systém a vnější neutronové stínění. Následující obrázek názorně ukazuje veškeré komponenty kontejneru TN-68. [18]



Obr. 3.8. Koncepce kontejneru TN-68 [18].

### 3.3.5 Westinghouse

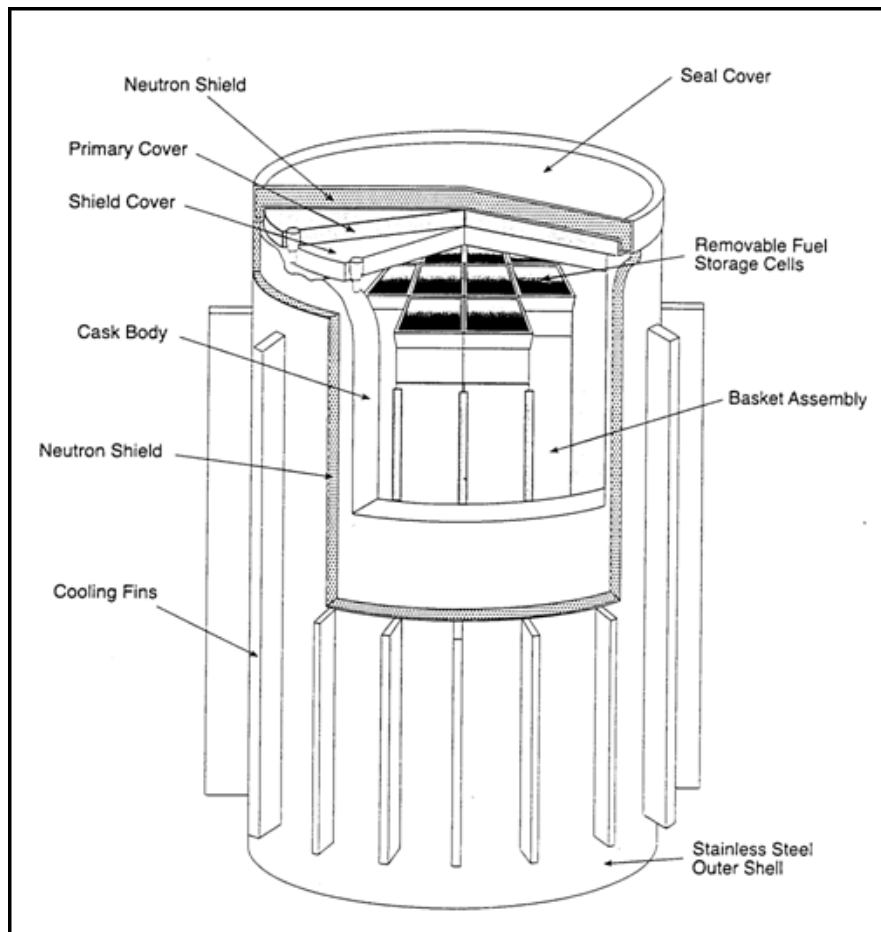
#### MC-10

Jak je ukázáno na obrázku 3.9, Westinghouse MC-10 je kovovým kontejnerem určeným pro vertikální skladování 24 PWR použitých souborů. Stěny MC-10 jsou zhotoveny ze silnostěnného válce z kované oceli. Samotný výkovek navíc skýtá další válcovou nádobu, která drží koš na jednotlivé soubory. Celková výška kontejneru je 4.79 m a celkový průměr je 2.71 m. Tělo vnitřní nádoby je zhotoveno z nízkolegované oceli, spodní deska, která zajišťuje jak gama stínění, tak strukturální pevnost, je pak zhotovena stejně jako vnější stěny, a to z kované oceli. Štít z nízkolegované oceli s kovovým o-kroužkovým těsněním zajišťuje počáteční těsnění a stínění při zavádění paliva. Víko z uhlíkové oceli s kovovým o-kroužkovým těsněním zajišťuje primární utěsnění vnitřní nádoby při skladování. Přídavné těsnění víka zajišťuje sekundární utěsnění vnitřní nádoby. Další štít, obsahující BISCO NS-3

(materiál absorbující neutrony), je přivařen ke zmiňovaným dvěma vrstvám těsnění, a to za účelem vytvoření redundantního utěsnění.

Vnitřní nádoba je z vnitřní strany ošetřena tepelným nástřikem vrstvy hliníku, a to pro zajištění ochrany proti korozi. Vnější strany celého kontejneru jsou opatřeny 24 žebry z uhlíkové oceli pro lepší odvod tepla. Mezi žebry jsou navařeny destičky (taktéž z uhlíkové oceli), které zaopatřují vnější ochranou skořápku. Neutronové stínění je provedeno vrstvou BISCO NS-3, která je umístěna v mezeře mezi stěnou kontejneru a vnější ochranou skořepinou. Kontejner má taktéž 4 čepy pro snadnější manipulaci.

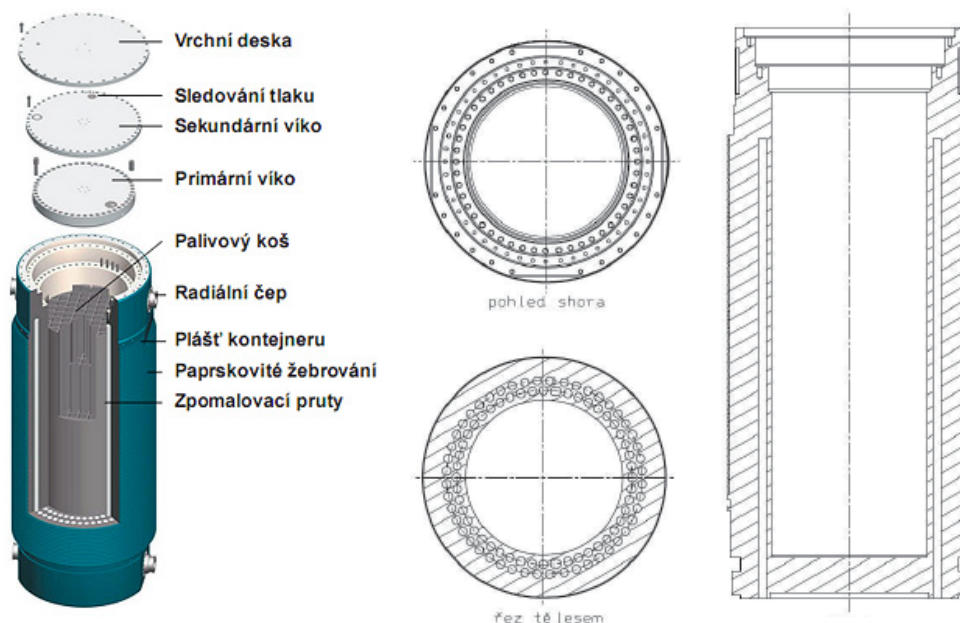
Koš na PJP se skládá z 24 boxů. Každý z boxů je uzavřený a obsahuje absorbátor neutronů. Palivo je do boxů ukládáno horní stranou. Materiál absorbující neutrony je připevněn k obvodovým stěnám jednotlivých boxů. Samotný koš je zhotoven z nerez oceli. [18]



Obr. 3.9. Kontejner Westinghouse MC-10 [18].

### 3.4 Kontejnery typu CASTOR

Jelikož je jedním z cílů této práce výpočet zrovna jednoho z typů kontejnerů CASTOR, bude obalovým souborům tohoto druhu věnována rozsáhlejší kapitola. Každá z následných podkapitol bude obsahovat jednotlivé výrobní řady kontejnerů tohoto typu, největší pozornost bude pak věnována řadě CASTOR 1000/19, jejíž některých rozměrů a geometrického uspořádání tělesa OS je použito pro výpočet v této práci. Základní koncepce kontejnerů CASTOR je vyobrazena na obrázku 3.10.



Obr. 3.10. Základní koncepce kontejnerů CASTOR [21].

#### CASTOR V/19 a CASTOR V/52

Jedná se o moderní vysokokapacitní kontejnery řady CASTOR V, které byly navrženy pro 19 PWR a 52 BWR použitých palivových souborů. Kontejnery lze použít jak pro transport, tak pro skladování – nazýváme je dvouúčelovými. Možné počáteční obohacení uložených palivových souborů může být až 4.6 % U-235 a vyhoření až 65 GWd/MTU. Je zde možnost uložení a transportu i MOX paliva. Z důvodu podobnosti těla kontejnerů V/19 a V/52 bylo možné zkrátit dobu potřebnou pro obdržení licence na používání těchto obalových souborů.

Tělo kontejnerů se skládá ze silnostěnného válce, který je vyroben z jednoho kusu kujné litiny. Kujná litina vykazuje dostatečnou tažnost a odolnost proti korozi. Vnitřní plochy kontejnerů jsou ošetřeny niklem, vnější povrch pak nátěrem na bázi epoxidové pryskyřice. Pro lepší pasivní odvod tepla je zde použito žebor o výšce 60 mm, a to kolem celého obvodu kontejnerů.

Kontejner je uzavřen dvěma víky. Obě víka, která jsou oddělena a utěsněna kovovými a elastomerovými těsněními, jsou vyrobena z nerez oceli. Obě víka jsou přidělána šrouby. Pro

manipulaci při zavážení a transportu jsou kontejnery vybaveny 4 čepy (dva nahoře a dva dole).

Stínění neutronů zde zastávají jak moderátorové tyče, které jsou umístěné ve stěnách kontejneru, tak moderátorové desky, které mají své místo vespod a pod víky. Materiál moderátoru je v obou případech polyetylen.

Ve vnitřním prostoru kontejneru je umístěn koš z nerez oceli s příměsí bóru. Koš zde zastává funkci podpěry jednotlivých uložených palivových souborů a zajištění kritičnosti a odvodu tepla. Tělo kontejneru spolu s víky tvoří samostatný uzavřený systém.

Během přepravy jsou používány dřevěné tlumiče nárazů potažené ocelí. Tlumiče jsou montovány na spod i vrch kontejneru. [20]

Hlavní geometrické rozměry kontejnerů jsou obsaženy v tabulce 3.4. Provozní váhy jednotlivých částí kontejnerů ukazuje tabulka 3.5.

		CASTOR V/19	CASTOR V/52
Výška kontejneru	[mm]	5826	5451
Vnější průměr	[mm]	2436	2436
Výška vnitřního prostoru	[mm]	5025	4550
Průměr vnitřního prostoru	[mm]	1480	1480
Průměr tlumičů nárazu	[mm]	3070	3070

Tabulka 3.4. Hlavní geometrické rozměry kontejnerů řady CASTOR V [20].

		CASTOR V/19	CASTOR V/52
Váha uložených souborů	[kg]	15 900	16 640
Váha kontejneru	[kg]	88 490	83 960
Váha primárního víka	[kg]	4 430	4 430
Váha sekundárního víka	[kg]	2 320	2 320
Váha tlumičů nárazu	[kg]	15 590	16 220
Transportní váha po zavezení	[kg]	136 440	135 250
Váha kontejneru po zavezení	[kg]	123 200	123 590

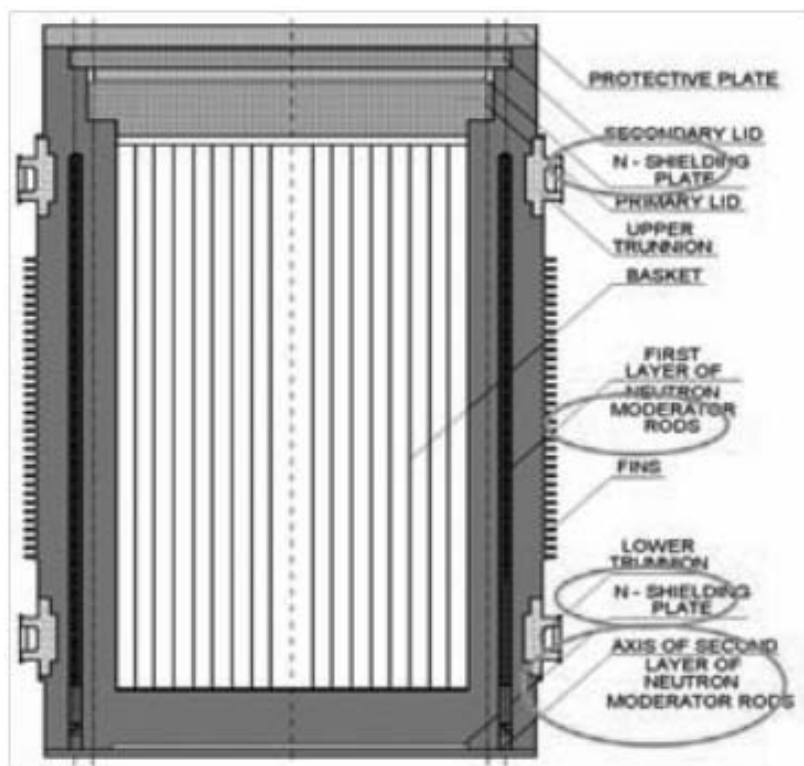
Tabulka 3.5. Váhy jednotlivých částí kontejnerů řady CASTOR V [20].

### CASTOR 440/84M

Obalový soubor CASTOR 440/84M je určen pro přepravu a skladování PJP v JE Dukovany.

Tento typ kontejneru je nadstavbou původního CASTOR 440/84. V zásadě jde u inovovaného OS o lepší schopnost odstínit neutrony (zvýšením počtu řad PE tyčí), volitelné použití třetího navařovaného víka, použití jiného designu koše a nakonec modifikaci konstrukce čepů.

Kontejner může být provozován v 3 základních konfiguracích, transportní (se dvěma víky a tlumičem otřesů), skladovací (pouze se dvěma víky a spodní deskou) a skladovací se třemi víky (viz. obrázek 3.11). [22]



Obr. 3.11. Konfigurace kontejneru CASTOR 440/84M [22].

CASTOR 440/84M je určen pro skladování a přepravu 84 souborů s PJP typu VVER-40. Šasi kontejneru je vyrobeno z litiny a je vybaveno vnějšími radiálními žebry pro lepší odvod tepla, čtyřmi čepy pro manipulaci, dvěma řadami po 70 tyčích PE, nosným košem pro soubory s PJP a primárním, sekundárním a volitelným víkem. Přepravní konfigurace sestává navíc ještě z tlumičů nárazu.

Následující tabulka obsahuje základní rozměry a vlastnosti kontejnerů CASTOR 440/84 a CASTOR 440/84M.

	CASTOR 440/84	CASTOR 440/84M
Výška	4 080 mm	4 080 mm
Průměr	2 660 mm	2 660 mm
Kapacita	84 VVER 440 PS	84 VVER 440 PS
Maximální počáteční obohacení	3.6 wt% U-235	3.87 wt% U-235
Maximální tepelný výkon	21 kW	25 kW
Celková aktivita po naplnění	2.7e+17 Bq	2.7e+17 Bq
Maximální vyhoření jednoho souboru	36 GWd/MTU	50 GWd/MTU

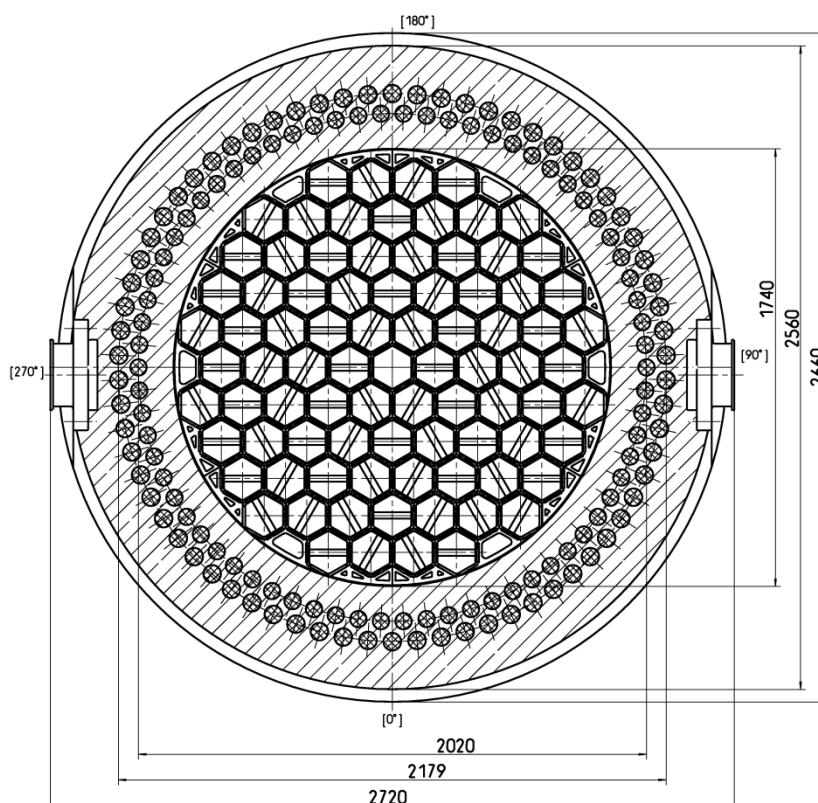
Tabulka 3.6. Základní rozměry a vlastnosti kontejneru CASTOR 440/84M [21][22][23].

Neutronové stínění zajišťují dvě řady po sedmdesáti polyethylenových tyčích, které jsou rovnoměrně rozmístěny na průměrech roztečných kružnic 2 020 mm a 2 179 mm uvnitř

tělesa kontejneru. Primární a sekundární víko je vyhotoveno z nerez oceli. Víka jsou od sebe oddělena vrstvou helia.

Palivový soubor VVER-440 je hexagonálního tvaru. Skýtá 126 palivových proutků a centrální trubku. Výška souboru je 3.217 m.

Obrázek 3.12 zobrazuje půdorys kontejneru CASTOR 440/84M s rozložením palivových souborů a polyethylenových tyčí. Rozměry jsou v milimetrech.



Obr. 3.12. Půdorys kontejneru CASTOR 440/84M [23].

Koš kontejneru je vnitřní nosnou konstrukcí oddělující jednotlivé palivové soubory s PJP. Je složen z 85 šestihranných trubek ze slitiny hliníku AlMg1.8, volné prostory, které přiléhají k vnějšímu průměru, osazují obvodové výplně. Mezery mezi stěnami uvedených trubek skýtají koš vyztužující ocelové plechy z ATABORu (pórovaná ocel). Tyto plechy se při montáži klínují. Naplněný koš obsahuje celkem 84 palivových souborů, centrální buňka se neobsazuje. Vnitřní prostor kontejneru je po vysušení vyplněn inertním plynem (nejčastěji héliem), a to na mírný podtlak. Prostor mezi víky je plněn na přetlak 0.6 MPa. [24]



### 3.5 Obalový soubor CASTOR 1000/19

Jelikož je některých rozměrů a geometrického uspořádání tohoto typu obalového souboru použito k jednomu z výpočtů předložené práce, bude mu věnována jedna celá podkapitola. Následující řádky se budou zabývat materiálovým složením, konkrétními rozměry a základními vlastnostmi.

#### *Základní popis kontejneru CASTOR 1000/19*

Obalový soubor CASTOR 1000/19 je určen pro přepravu a dlouhodobé skladování 19 palivových souborů typu VVER 1000.

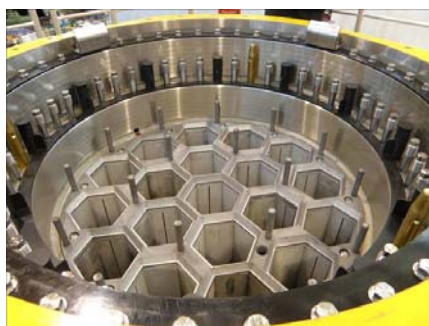
Těleso kontejneru je tvořeno tlustostěnným odlitkem ve tvaru dutého válce, který je uzavřen na spodní straně pevným dnem. Materiálem je litina s kuličkovým grafitem. Kontejner je na vnější straně obklopen radiálním žebrováním.

Vnitřek tělesa je tvořen nosným košem na PJP. Je vyhotoven jako desková konstrukce a skýtá 19 pozic pro palivové soubory. Dolní, horní i ostatní konstrukční desky jsou vyhotoveny z ušlechtilé oceli, šachty pro PJP jsou pak z ušlechtilé bórové oceli. Materiálem desek pro odvod tepla je hliník.

Záchytný systém je tvořen OS a dvěma víky s těsněními. Tloušťka primárního víka je 255 mm. Víko je připevněno k OS za pomoci 45 šroubových čepů s uzavřenými maticemi M48 a tří šroubů M48 s válcovou hlavou. Tloušťka sekundárního víka je 95 mm. Je připevněno 48 šrouby M36 s válcovou hlavou. Obě víka jsou vyhotovena z nerez oceli.

Prostor mezi víky je zaplněn heliem, a to o tlaku cca 0.6 MPa při teplotě 293 K. Je zde za účelem monitoringu těsnosti obou vík. K vyššímu stínicímu efektu neutronů je zde použita moderátorová deska, která je umístěna pod sekundárním víkem.

Sekundární víko je chráněno ochrannou deskou o tloušťce 80 mm. K tělesu kontejneru je připevněna pomocí 20 šroubů s šestihrannou hlavou M36 a čtyřmi šrouby s válcovou hlavou M36 a je utěsněna elastomerovým O-kroužkem. Skrz průchozí otvor ochranné desky je veden kabelový průchod pro kabel tlakového spínače. Na obrázku 3.13 lze pozorovat vnitřek kontejneru složený z koše a příruby, a to jak pro primární, tak sekundární víko.



Obr. 3.13. Pohled do vnitřku kontejneru CASTOR [27].

Přes sekundární víko lze v případě nutnosti nainstalovat víko a ochrannou desku pro opravu. Provádí se tak pro dodržení principu dvojí bariéry po odejmutí ochranné desky, a to jako opravné opatření v případě, že primární víko kontejneru přestane plnit během skladování těsnící požadavky.

Kontejner se v přepravní konfiguraci v případě horizontální přepravy na veřejných dopravních komunikacích vybavuje dvěma absorbátory nárazů, a to horním (na straně víka) a spodním (na straně dna). Oblasti dna a víka jsou pak při přepravě plně obklopeny těmito prstencovými tlumiči. Tím se zajišťuje, že při mimořádných situacích nebude překročeno přípustné zatížení kontejneru. Absorbátory jsou uvnitř tvořeny svařencem pevných ocelových desek a kruhů. Zvenku jsou pak obklopeny plechovou ocelovou konstrukcí vyplněnou smrkovým dřevem. Spodní i horní tlumič mají vnější průměr 3 280 mm. Horní tlumič je vysoký 1 770 mm a dolní 1 720 mm. K OS jsou přidělaný pomocí šroubů M36 s válcovou hlavou.

Při vertikálním způsobu přepravy (např. na vagonu speciální konstrukce v areálu jaderné elektrárny) se kontejner opatřuje horním prstencovým tlumičem nárazu, který opět zajišťuje nepřekročení povoleného zatížení kontejneru. Je tvořen konstrukcí z ocelových plechů, kterou vyplňuje smrkové dřevo. Jeho vnější průměr je 3 400 mm a výška 530 mm. K OS se připevňuje pomocí osmi šestihranných šroubů M36. [25]

Následující tabulky ukazují veškeré jmenovité parametry kontejneru CASTOR 1000/19.

Vnější průměr tělesa OS (přes žebra)	2 332 mm
Výška	
Bez tlumičů nárazu a ochranné desky	5 497 mm
Včetně tlumičů nárazu (přepravní konfigurace)	7 291 mm
Včetně ochranné desky (skladovací konfigurace)	5 577 mm
Včetně víka pro opravu a ochranné desky VR (skladovací konfigurace VR)	5 642 mm
Tloušťka válcové stěny OS	415 mm
Hmotnost zavezeného OS	
Bez tlumičů nárazu a ochranné desky	cca 112 900 kg
Včetně tlumičů nárazu (přepravní konfigurace)	cca 136 000 kg
Včetně ochranné desky (skladovací konfigurace)	cca 115 500 kg
Včetně víka pro opravu a ochranné desky VR (skladovací konfigurace VR)	cca 117 400 kg
Maximální hmotnost zavezených PS	cca 15 000 kg

Tabulka 3.7. Celkové jmenovité parametry obalového souboru CASTOR 1000/19 [25].

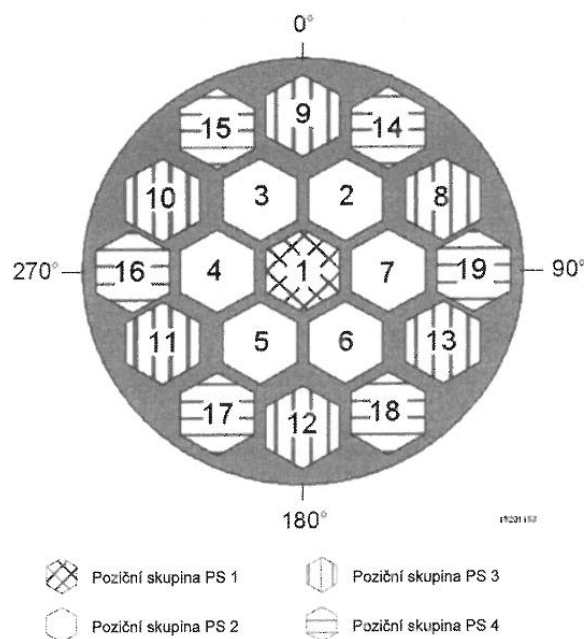
Typ palivových souborů	VVANTAGE 6
Počet nepoškozených PS symetricky rozmístěných kolem středové osy	max. 19
Celková aktivita zavezených PS do kontejneru	max. 3.4E+17 Bq
Celkový zbytkový tepelný výkon zavezených PS	max. 17.5 kW
Počáteční jm. obohacení PS čerstvého jaderného paliva izotopem U-235 zprůměrovaného po průřezu	max. 4.4 % hmot.
Počet regulačních klastrů umístěných v nepoškozených PS, symetricky rozmístěných kolem středové osy	max. 19
Aktivita izotopu Co-60 v každém regulačním klastru	max. 6.2E+12 Bq

**Tabulka 3.8. Dovolенý radioaktivní obsah kontejneru CASTOR 1000/19 [25.]**

Kontejner je pro přepravní a skladovací konfiguraci plněn chladicím médiem, kterým je helium o čistotě 99.995 % obj. (na vstupu do OS). Po naplnění kontejneru dochází k jeho uzavření a dekontaminaci, po této fázi se přechází k jeho vysoušení, které musí být splněno v předem určených termínech. Po splnění kritéria minimálního množství zbytkové páry se přistupuje k postupnému naplnění kontejneru chladicím médiem, a to na tlak maximálně 0.05 Mpa v šachtě a cca 0.6 Mpa mezi primárním a sekundárním víkem. Při každé manipulaci s OS musí být prováděna a protokolárně dokumentována těstnostní heliová zkouška.

Maximální povolenou teplotou povrchu OS je po zavezení a následném ustálení teplot 85 °C. [25]

Následující obrázek zobrazuje způsob zavezení palivových souborů s PJP do OS CASTOR 1000/19 dle různých pozičních skupin, které se odvíjejí od stupně vyhoření PJP.

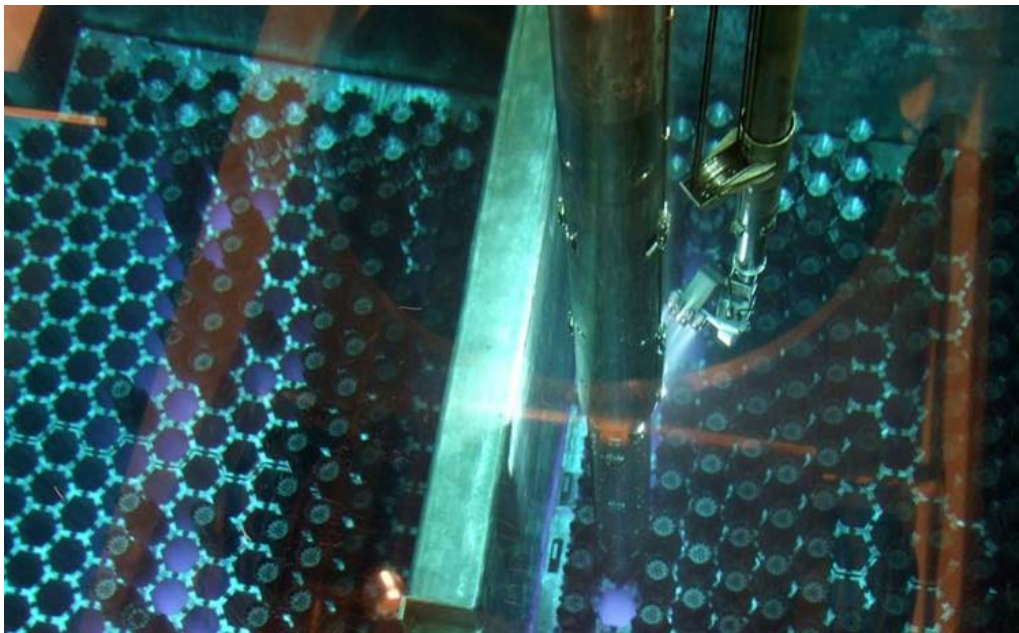


**Obr. 3.14. Způsob zavážky OS CASTOR 1000/19 [25].**

### 3.6 Plnicí technologie OS

Kontejner je pro naplnění nejprve vložen pod hladinu vody. Do OS je zaváženo palivo, které bylo umístěno již několik let ve vodním bazénu, čímž jeho teplota a hlavně také radioaktivita znatelně poklesla. Před vlastním plněním dochází k manipulačním zkouškám s kontejnerem. Zkoušky se provádějí během 9 dnů, kdy se zkoušejí manipulace jak uvnitř výrobního bloku elektrárny, tak manipulace při převozu kontejneru do skladu. Veškeré výsledky zkoušek předává elektrárna SÚJB a splněním podmínek dostává jaderné zařízení povolení pro zaplnění a následné uskladnění kontejneru.

Po splnění podmínek je kontejner ponořen pod hladinu vody a přistupuje se k plnění předem určenými PS, a to speciálním zavážecím strojem. Po zavezení je kontejner uzavřen primárním víkem, a to stále pod hladinou vody. Následuje vytažení kontejneru z vody a jeho postupné odvodnění a vysoušení. Po dosažení požadovaných hodnot zbytkové páry v kontejneru se připevňuje víko sekundární a provádějí se kontroly těsnosti a povrchové teploty. Jsou-li veškeré kontrolované hodnoty v požadovaných mezích, přistupuje se k naplnění kontejneru chladícím médiem (inertním plynem – heliem). Před transportem kontejneru do skladu jsou jeho víka zapečetěna inspektory MAAE a Evropské komise. [26]



Obr. 3.15. Teleskopický manipulátor zavážecího stroje sahající do bazénu pro PJP [27].

## 4 Transportní a skladovací požadavky na OS

Kontejnery určené k přepravě jaderných materiálů nebo vybraných radioaktivních látek (které mají aktivitu nad  $A_1$  nebo  $A_2$  uvedené v příloze č. 3, tabulka č. 1 vyhlášky č. 317/2002 Sb.) musí typově schválit SÚJB, a to v souladu s požadavkem § 23 zákona č. 18/1997 Sb.

OS B(U) typu (obalové soubory pro přepravu jaderných materiálů a radioaktivních látek), které již podstoupili schválení obdobným způsobem v členských státech EU, lze považovat za typově schválené i pro použití v ČR (§ 23 odst. 6 zákona č. 18/1997 Sb.). OS je možno v tom případě používat pouze za dodržení podmínek uvedených v platném dokumentu o typovém schválení, jenž vydal kompletní orgán členského státu EU.

Před typovým schválením obalových souborů určených pro přepravu radioaktivních materiálů nebo radioaktivních látek zvláštní formy musí jednotlivé OS projít několika zkouškami odolnosti, jedná se jmenovitě o zkoušky mechanické, teplotní a tlakové. Požadavky na tyto zkoušky, které mají za úkol simulovat případné nehody při přepravě, závisejí na zaváženém druhu a aktivitě radioaktivního obsahu, pro který byl OS vyroben, dále pak na typu samotného OS. Typové schválení uděluje SÚJB pouze v případě kladného posouzení bezpečnostní dokumentace, která prokazuje, že provedením předepsaných zkoušek s daným OS nedojde k úniku radioaktivního obsahu, zůstane zachována stínící schopnost a nedojde k narušení podkritičnosti.

Kontejnery, u kterých nelze z fyzikálních důvodů (hmotnost či rozměry, které převyšují možnosti zkušební) provést zatěžovací zkoušky, mohou být podrobeny namísto reálných testů fyzikálním výpočtům, které jsou prováděny odpovědnými osobami a následně posuzovány experty. [28]

### 4.1 Zkoušky obalových souborů

Jde o zkoušky, které mají prokázat schopnost OS odolat nežádoucím podmínkám při přepravě a manipulaci. Jejich příklady z [28] jsou:

*Mechanická zkouška:*

- Volný pád z výšky 9 m na neúhybnou podložku
- Volný pád na kolmou tyč dlouhou 0.2 m o průměru 0.15m z výšky 1 m
- Volný pád tělesa o hmotnosti 500 kg na obalový soubor z výšky 9 m

Veškeré zkoušky jsou prováděny dle dané posloupnosti. Kontejnery jsou vždy umístovány tak, aby se dosáhlo co největšího poškození. Postupem času se z již provedených zkoušek a simulačních výpočtů ukazuje, že největší pozornost je třeba dbát na 1. mechanickou zkoušku, a to na pád z výšky 9 m v horizontální poloze kontejneru při dopadu. Ostatní dvě zkoušky nevykazují na mohutných OS přílišné poškození.

*Tepelná zkouška:*

- Zkouška odolnosti kontejneru při teplotě 800 °C po dobu 30 minut

*Tlaková zkouška:*

- 15 m pod hladinou vody (150 kPa) po dobu 8 hodin
- 200 m pod hladinou vody (2 MPa) po dobu 1 hodiny – pro  $A > 10^5 A_2$  ( $A_2$  viz výše)
- 0.9 m pod hladinou vody (9 kPa) po dobu 8 hodin (pro štěpné materiály)

Tlakovými zkouškami se ověřuje hermetičnost a těsnost OS. Zmíněné hodnoty přetlaků však nemají na silnostěnné OS větší vliv.

## 4.2 Příklady crash – testů

Kontejnery jsou vždy nejdříve modelovány v příslušných výpočetních programech, kde je následně numericky prokázáno, že jsou schopny obstát v těchto zátěžových testech. Po splnění daných kritérií se přistupuje k reálným crash – testům. Ty se provádějí ve velkém množství v různých částech světa. Nejvíce jsou testovány pád z 9 metrů na tuhou podložku (viz obr. 4.1) a žárová zkouška za simulovaného požáru. Testováno již však bylo také například pádu motoru dopravního letadla na OS či různých vlakových srážek s vozidly převážejícími zkoušené OS.



Obr. 4.1. Crash – test kontejneru na PJP. Pád z 9 m výšky [29][30].



## 5 Teorie stínění radioaktivního záření

Tato kapitola je věnována obecným fyzikálním zákonitostem a vlastnostem používaných materiálů, kterých je využíváno pro odstínění nežádoucího radioaktivního záření. Jedná se z největší míry o stínění nebezpečných neutronů a gama záření ve formě fotonů.

### 5.1 Úvod do teorie stínění

Z důvodu velkého rozšíření jaderných technologií v širokém spektru oborů, a to jak na poli průmyslu, tak na poli lékařském, výzkumném, atd., se ochrana proti nebezpečnému radioaktivnímu záření stala nejdiskutovanějším aspektem studií věnovaných zkoumání vhodných a účinných způsobů stínění. Různé zdroje produkují různá radioaktivní záření, a to s rozdílnými energiemi. Tato radioaktivní záření jsou způsobena alfa a beta částicemi, neutrony a gama radiací. Stíněním nežádoucích částic se rozumí fyzická bariéra mezi ionizujícím radioaktivním zářičem a objektem či prostorem, která slouží k minimalizaci radiační expozice v chráněném místě.

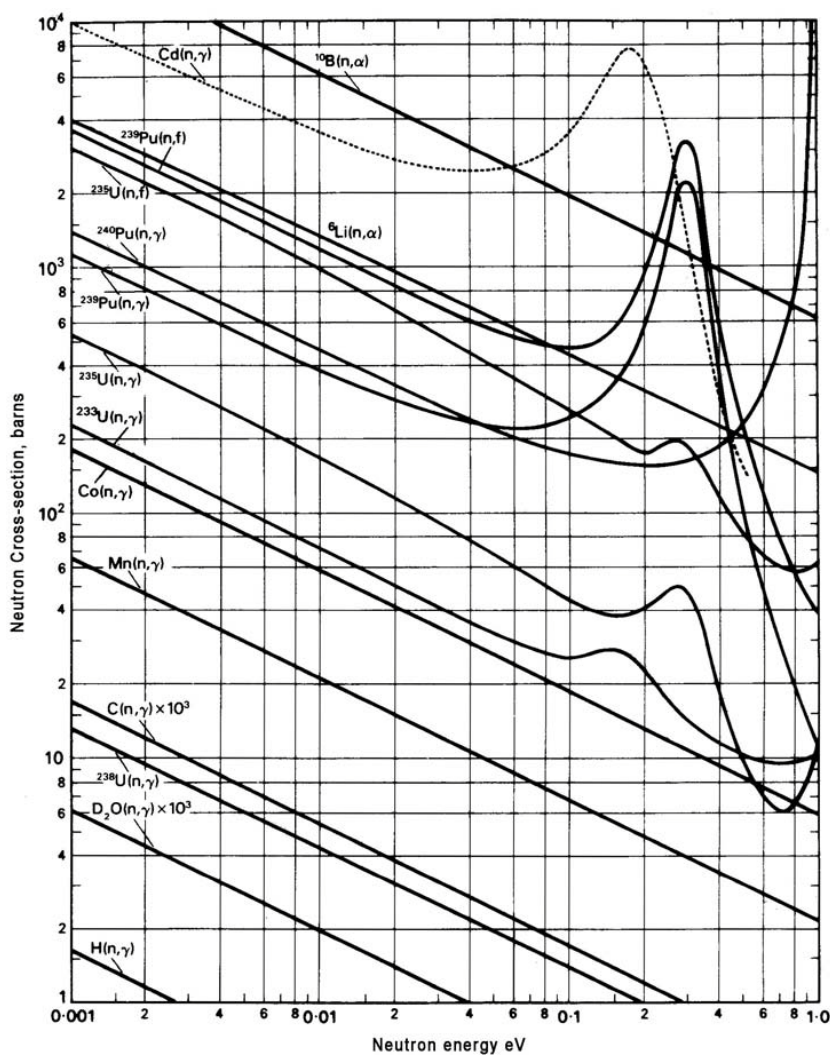
Za účelem ochrany proti jaderné radiaci mohou být použity rozličné materiály, kupříkladu olovo, ocel, grafit, voda, polyetylen či beton. Nejrozšířenějším a jedním z nejlepších stínících materiálů je beton, který dokáže odstínit jak gama záření, tak neutronovou radiaci. Používá se z důvodu velmi dobrých strukturálních vlastností. Je zde navíc možnost volby stavebního elementu z velmi širokého spektra použitelných materiálů, což vede k možnosti výroby betonových štítů rozdílných tloušťek a rozdílných vlastností. Další výhodou betonu je jednoduchost jeho výroby, cena konstrukce a jeho nevelké nároky na údržbu. Používá se v jaderných zařízeních, jako jsou například jaderné elektrárny, zdravotnická centra či urychlovače jaderných částic, právě k odstínění nebezpečného záření. Vzhledem k tomu, že alfa a beta částice jsou plně pohlceny radiačním štítem, je stěžejní záležitostí otázky stínění zastavení neutronů a gama záření. Problémem však je, že tato záření mohou být pouze utlumena nikoli zcela zastavena. Vzhledem k těmto faktům by mělo být zváženo použití dvou typů materiálu v designu radiačního štítu.

Prvním typem vysoce pronikavého záření je gama radiace. Mnoho druhů materiálů je schopno při použití jejich dostatečného množství vcelku účinně X-paprsky a gama záření utlumit, a to díky Comptonovu rozptylu. Míra účinnosti stínění je zhruba proporcionálně úměrná hmotností materiálu, který stojí v cestě výše diskutovaným zářením. Schopnost stínícího materiálu zeslabovat nežádoucí radioaktivní záření roste s jeho hustotou. Vysoká hustota materiálu zaručí efektivní stínění a dovolí zredukovat šíři potřebného štítu. Díky této vlastnosti lze ve stíněných prostorách použít masivního namísto obvyčejného betonu, čímž se značně zmenší potřebná tloušťka při stejné účinnosti.

Druhým typem radiace, kterou je nutno zredukovat, jsou neutrony. Designování efektivního stínění neutronů je velmi komplexní. Efektivní stínění neutronů by mělo obsahovat masivní materiál, například železo, bariem či jiný prvek s vysokým atomovým

číslem, a to z důvodu redukce rychlých neutronů za pomoci nepružných srážek. K redukci neutronů středně rychlých jsou na druhou stranu vhodné prvky lehké. V tomto kontextu je tedy žádoucí přítomnost vodíku, neboť hmotnost protonu vodíku je přibližně srovnatelná s hmotností neutronu ( $1.7E-27$  kg). Nutností však není pouze zpomalení, ale také jejich zeslabení vlivem absorpčních reakcí. Efektivním absorbátorem je právě zmiňovaný vodík, nevýhodou absorpce neutronu vodíkem je však skutečnost, že neprodleně po této interakci dojde k vyzaření tzv. sekundárních gama paprsků o energii cca 2.2 MeV, vzhledem k velké permeabilitě materiálu obsahujícím vodík se tento fakt projeví v nutnosti navýšení tloušťky stínícího štítu.

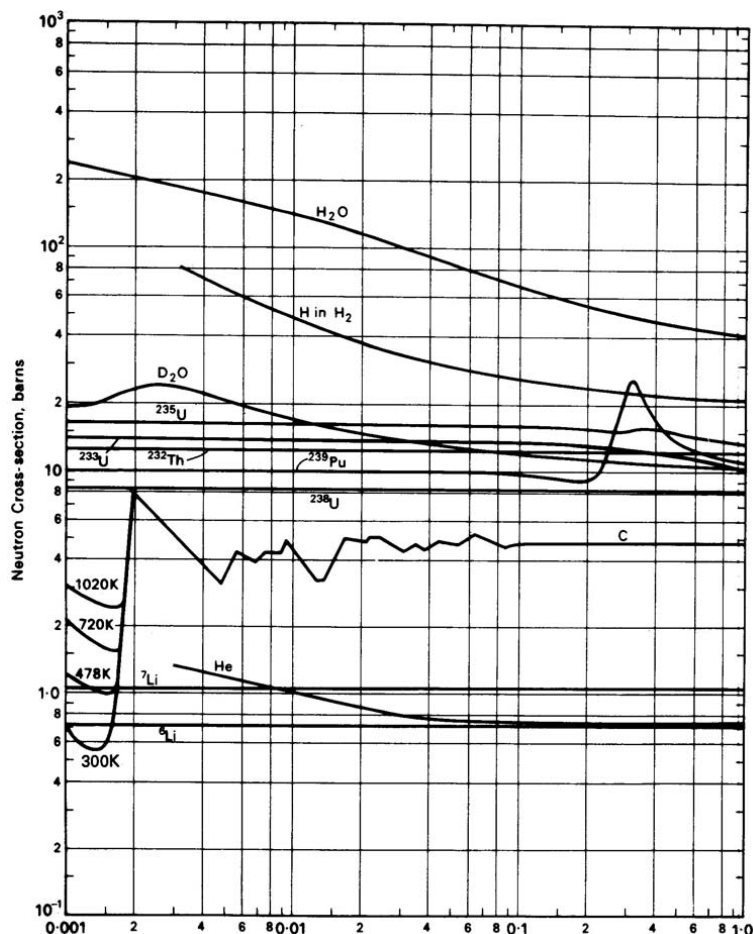
Dalším významným absorbátorem neutronů je bór. Bór není pouze velmi dobrým absorbátorem neutronů (díky svému vysokému účinnému průřezu pro absorpci), ale po absorpci neutronu navíc produkuje sekundární gama záření pouze o energii cca 0.48 MeV, a to s nižší permeabilitou (v porovnání se sekundárním gama zářením po absorpci neutronu v jiném materiálu). To je následným důvodem jeho hojného používání v oblasti stínění neutronů. Vždy by pak mělo být v diskuzi o radiačním stínění uváženo, že účinnost stínění určitého materiálu je dána jeho efektivností v útlumu k jeho tloušťce.



Obr. 5.1. Neutronové účinné průřezy pro absorpci v závislosti na energii [34].



Obrázky 5.1 a 5.2 zobrazují závislost neutronových účinných průřezů používaných prvků a jejich některých izotopů na energii neutronů, a to v termální oblasti. Na obrázku 5.1 lze pozorovat, že nejvyšší účinný průřez pro absorpci neutronů z používaných prvků má bór a kadmium a nejnižší vodík (s rozdílem čtyř řádů).



Obr. 5.2. Neutronové účinné průřezy pro rozptyl v závislosti na energii [34].

Obrázek 5.2 ukazuje neutronový účinný průřez pro rozptyl (srážku neutronu s atomem určitého prvku) v závislosti na energii neutronu, a to, jako v předchozím případě, v tepelné oblasti. Lze pozorovat, že nejvyšší účinný průřez má  $H_2O$ . Stojí za zmínku, že klasická  $H_2O$  má sice vysoký účinný průřez pro rozptyl, oproti také používané  $D_2O$  má však i vysoký účinný průřez pro absorpci. Tento jev působí nepříznivě při použití  $H_2O$  jako chladicího média v energetických reaktorech, kde není žádoucí, aby byly neutrony „požírány“.

Otázka volby vhodného stínění je v praxi velmi náročnou záležitostí. Na jedné straně je nasnadě, aby bylo stínění co nejdokonalejší, na druhé straně však stojí výše nutných nákladů a snaha o dodržení předepsaných parametrů. Při návrhu je třeba zvážit nejen to, že hmotnost a objem údržby obklopující radioaktivní systém rostou cca se třetí mocninou tloušťky stínícího štítu, je potřeba ale také zvážit značný nárůst ceny s množstvím a druhem potřebného materiálu. Neposlední věcí, která musí být při návrhu důkladně diskutována, je volba vhodné a účinné kombinace stínících materiálů, a to materiálů pro stínění neutronů a materiálů pro stínění primárního a sekundárního gama záření. [31][32]

## 5.2 Typy radiace

Nejčastěji emitovanými částicemi při štěpné jaderné reakci jsou alfa, beta, gama záření a neutrony.

Alfa záření je jádro hélia o dvou neutronech a dvou protonech. Je tedy kladně nabitě s elektrickým nábojem  $+2e$ . Jak je ale alfa částice relativně velká, má velmi malý dolet a lze ji velmi lehce odstínit, a to například listem papíru.

Beta částice je reprezentována vysokoenergetickým elektronem, který je při interakci vyražen z jádra. Při interakci dojde v jádře k proměně neutronu na proton a elektron, kde elektron je následně vyražen se značnou kinetickou energií ven. Jelikož je beta částice podstatně menší než částice alfa a obsahuje pouze jeden záporný náboj, její permeabilita v materiálu je vyšší. Permeabilita závisí na energii beta částice, k zastavení částice o průměrné energii je dostačující použít hliníkovou fólii o tloušťce 6 – 7 mm.

Gama záření reprezentují vysokoenergetické fotony. Emise jaderných gama paprsků je velmi ojedinělá, nejčastěji dochází k uvolnění pouhého jednoho či více fotonů za současné emise alfa či beta částice z interagujícího jádra. Jelikož fotony nemají žádný náboj a mají nulovou klidovou hmotnost, jejich permeabilita je podstatně vyšší než v případě částice beta. Permeabilita gama fotonů v daném materiálu silně závisí na jejich energii. K utlumení fotonů se střední energií je zapotřebí materiálů s hmotnostním číslem podobným olova, a to v šíři několika centimetrů. Gama záření může působit přímo či nepřímo na tělo personálu a může způsobit jak vnitřní, tak vnější vážná poranění. Z tohoto důvodu je nutné jeho utlumení na bezpečnou úroveň. [31][32]

Neutronové záření zastupují volné neutrony. Neutrony jsou jednou ze základních stavebních částic atomového jádra. Mimo atomové jádro je neutron nestabilní, jeho střední doba života je mimo jádro zhruba 14,7 minut. Je těžkou nenabitou částicí. Neutronové záření nevzniká u přírodních či umělých radionuklidů, lze jej však vyvolat uměle v jaderných reaktorech či při jaderné explozi. Rychle letící proud neutronů má vysokou pronikavost, neboť nenesou žádný elektrický náboj – nemůže pak ztrácet svou energii přímou ionizací atomů. Interaguje s atomovými jádry, s elektronovými obaly interaguje minimálně. Neutronové záření doprovází záření gama – proud letících neutronů vždy po své cestě vyprodukuje nové fotony. [37]

## 5.3 Interakce gama částic s hmotou

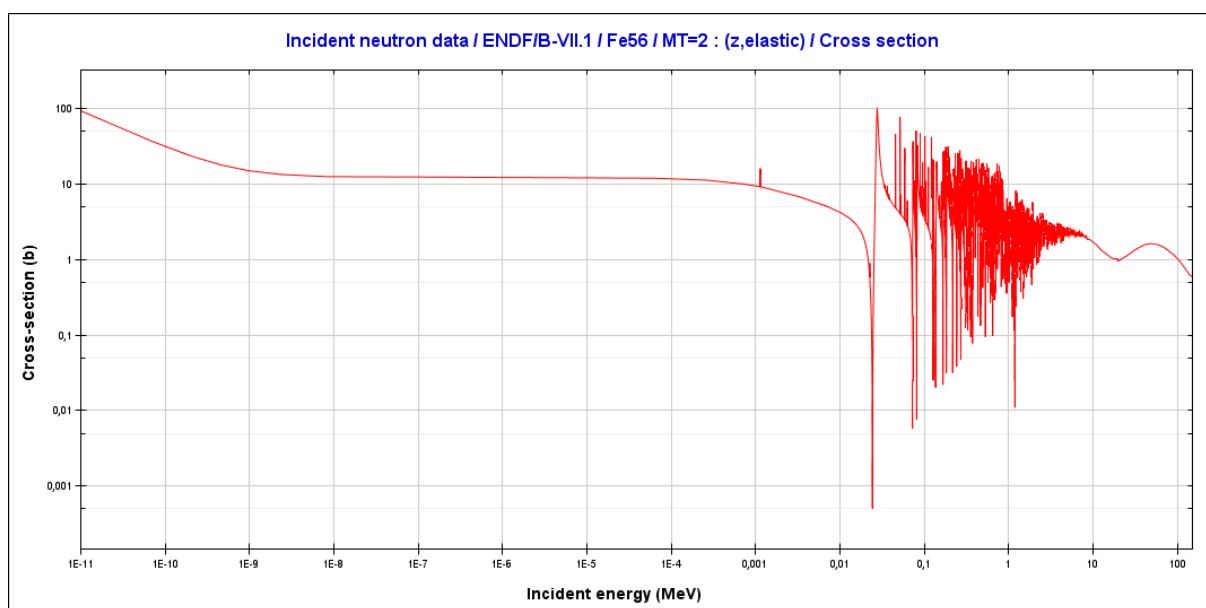
Způsob stínění gama záření je v porovnání se stíněním alfa a beta záření rozdílný, a to v tom smyslu, jak se fotony vypořádávají v kolizi s hmotou. Ačkoli záření alfa a beta může být zcela absorbováno, intenzita záření gama lze pouze se zvětšující se tloušťkou stínícího materiálu utlumit, nikoli však zcela absorbovat. Je to způsobeno tím, že fotony jsou nehmotné a nenabitě, což vede ke snížení pravděpodobnosti srážky s jádry atomů stínících materiálů či

jinými slovy, účinný průřez pro srážku s jádrem stínících materiálů je v porovnání s alfa a beta částicemi velmi malý. Z toho důvodu je vliv fotonů mnohem pronikavější než u jiných druhů záření. V reálném případě se tomu má tak, že k odstínění gama záření je zapotřebí mnohem větší tloušťky stínícího štítu. [31][32]

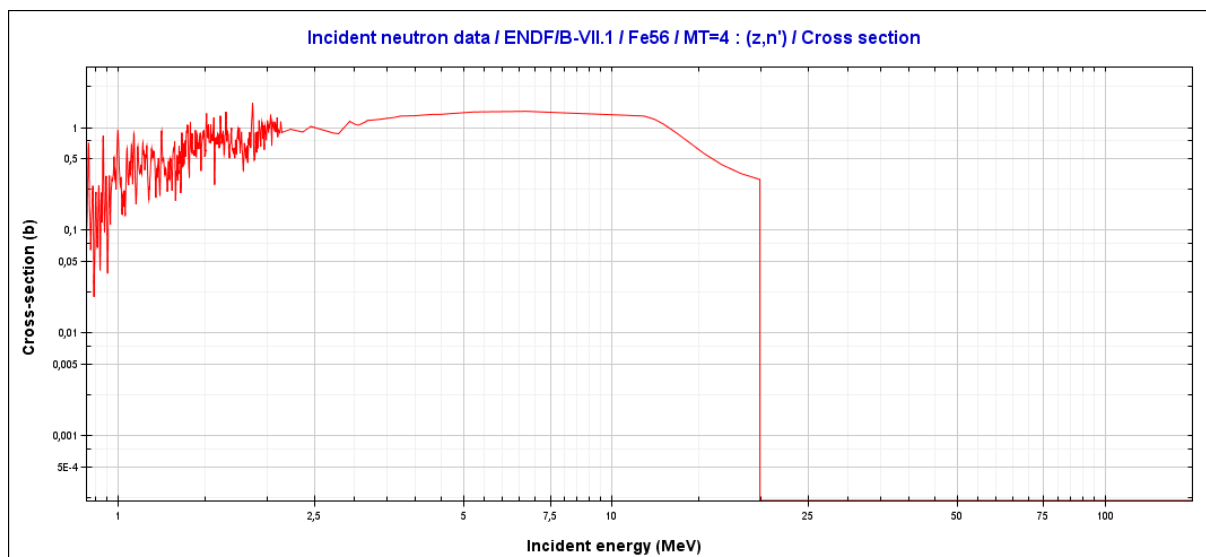
## 5.4 Zeslabování a absorpce neutronového záření

Zeslabování neutronového záření, které se děje v materiálu jejich absorpcí a rozptylem, je exponenciální funkcí, ve které hraje roli mikroskopický účinný průřez pro srážky neutronů s atomy na  $\text{cm}$ , počet absorbujících atomů na  $\text{cm}^3$  a šířka absorpčního materiálu v  $\text{cm}$ . Rychlé neutrony ztrácejí obvykle během pružných srážek s jádrem atomů rychle svou energii a mění se na neutrony tepelné či blízké tepelné oblasti. S postupným úbytkem energie neutronu se zvyšuje pravděpodobnost jeho absorpce jádrem atomu absorpčního materiálu. Účinný průřez pro absorpci při nízkých energiích neutronů je v případě mnoha jader nepřímo úměrný jejich rychlosti. Při rozptylu neutronů dochází jak ke srážkám pružným, tak ke srážkám nepružným. K maximálnímu úbytku energie neutronu dochází při pružné srážce neutronu s jádrem vodíku. Obecně platí, že nejčastěji se objevujícím typem srážky neutronu s jádrem lehkého absorpčního materiálu je pružný rozptyl, z toho důvodu je nejčastěji používaným stíněním proti neutronům polyetylen, který obsahuje významný lehký prvek – vodík. Během nepružné srážky, kdy je část energie neutronu převedena na jádro, které neutron zasáhl, dochází k vybuzení zasaženého jádra, což dále vede, z důvodu přebytku energie, k uvolnění gama paprsků, které musejí být dodatečně odstíněny. [31][32]

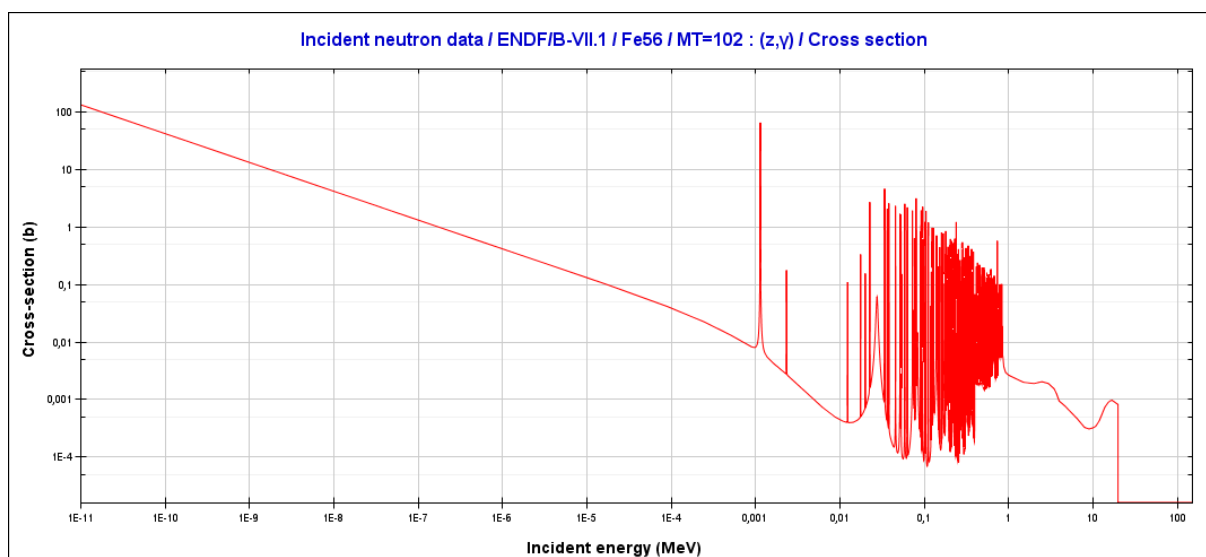
Následující obrázky zobrazují účinné průřezy pro pružný rozptyl, nepružný rozptyl a pro radiační záchyt. Vybrán je nuklid Fe-56, na kterém dochází k většině jaderných reakcí v ocelovém tělese OS. Jeho jaderné charakteristiky jsou obdobné jako u nuklidů jiných.



Obr. 5.3. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro pružný rozptyl [38].



Obr. 5.4. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro nepružný rozptyl [38].



Obr. 5.5. Účinný průřez nuklidu Fe-56 pro radiační záchyt [38].

## 5.5 Biologické účinky radiace a ochrana proti nim

Radiace emitovaná radioaktivním materiálem či produkovaná radiačním zařízením v případě styku s lidským tělem škodlivě působí na živé tělesné tkáně. Fyzikální účinky radiace jsou různorodé, mohou být dočasné, ale i velmi závažné. Jedná se například o zkrácení délky života, snížení tělesné obranyschopnosti proti nemocem, výskyt šedého zákalu, leukémie či různých typů rakovin a poškození vyvíjejícího se plodu.

Rozsah poškození závisí na výši obdržené dávky. Z pohledu lidského těla jsou následky dosti individuální. Lokální ozáření (pouze na malé části těla) působí v základě pouze na ozářenou tkáň. Celkové ozáření těla způsobí reakci celého organismu. Ozáření je možné jak vnitřní, tak vnější. Vnější ozáření je limitováno dobou expozice, vzdáleností od zdroje

radiace a konečně stíněním. Obecně platí, že emitované alfa a beta částice nejsou nebezpečné, působí – li na tělo zvenku, problém však nastává, jsou – li částice absorbovány do těla jedince. Jejich energie se transformuje do citlivých tkání během krátkých vzdáleností, což může mít fatální následky. X-paprsky a gama záření o vysoké permeabilitě a pronikavosti mohou nebezpečně, až smrtelně působit na celé tělo, a to jak zvenku, tak zevnitř. Z těchto důvodů je důležité okolí zářičů a radioaktivních materiálů náležitě chránit, a to pomocí účinných radioaktivních chráničů a stínění. [31][32]

## 5.6 Výběr veličin a jejich jednotek

### *Dávka*

Je definována jako poměr střední energie  $dE$ , která byla předána ionizující látce o hmotnosti  $dm$ , a to dle vztahu:

$$D = dE/dm \quad (5.1)$$

Zjednodušeně lze říci, že dávka, která byla absorbovaná, je energie absorbovaná v jednotce hmotnosti látky, která byla ozářená, v určitém místě. Jednotkou je gray (1 Gy) s rozměrem [J/kg]. Dávka zohledňuje pouze fyzikální účinky, nikoli účinky biologické.

Přirovnání: absorbovaná dávka 10 Gy způsobí akutní nemoc z ozáření. Pro muže o hmotnosti 80 kg to představuje energii 800 J. Sklenice vody o objemu 3 dcl se touto energií ohřeje o 0,6 stupně C.).

### *Dávkový příkon*

Je definován jako přírůstek dávky za jednotku času. Udává se v Gy za sekundu [Gy/s]. V praxi je však více používáno jednotky nižší –  $\mu\text{Gy/h}$ .

### *Dávkový ekvivalent*

Stanovuje se ze vztahu:

$$H = D \cdot Q \cdot N \quad (5.2)$$

kde  $D$  je absorbovaná dávka v Gy,  $Q$  tzv. jakostní faktor (v podstatě to samé jako konverzní faktor příjmu – viz níže) a  $N$  součin ostatních modifikujících faktorů.  $N$  se v současné době doporučuje pokládat  $N=1$ . Jednotkou ekvivalentní dávky je sievert (Sv). V praxi je spíše využíváno jednotek podstatně menších mSv či  $\mu\text{Sv}$ .

Ekvivalentní dávka je biofyzikální veličinou, která vedle fyzikálních účinků zohledňuje i biologický účinek záření. Vyjadřuje podíl množství absorbované energie v jednotce hmotnosti určité látky, a to v závislosti na daném druhu ionizujícího záření. Tedy Joule/hmotnost (J/kg).

### *Příkon dávkového ekvivalentu*

Definuje se jako  $dH/dt$ . Čili změna dávkového ekvivalentu za jednotku času. Jednotkou je Sv/h.

Přirovnání: hrubým odhadem lze říci, že materiál s aktivitou 300 Bq/l nás ozáří dávkovým ekvivalentem 10  $\mu$ Sv (záleží však na druhu záření).

### *Efektivní dávka*

Je dána součtem vážených středních hodnot ekvivalentních dávek v různých tkáních lidského těla. Značí se písmenem  $E$ . Jednotkou je sievert (Sv).

### *Aktivita*

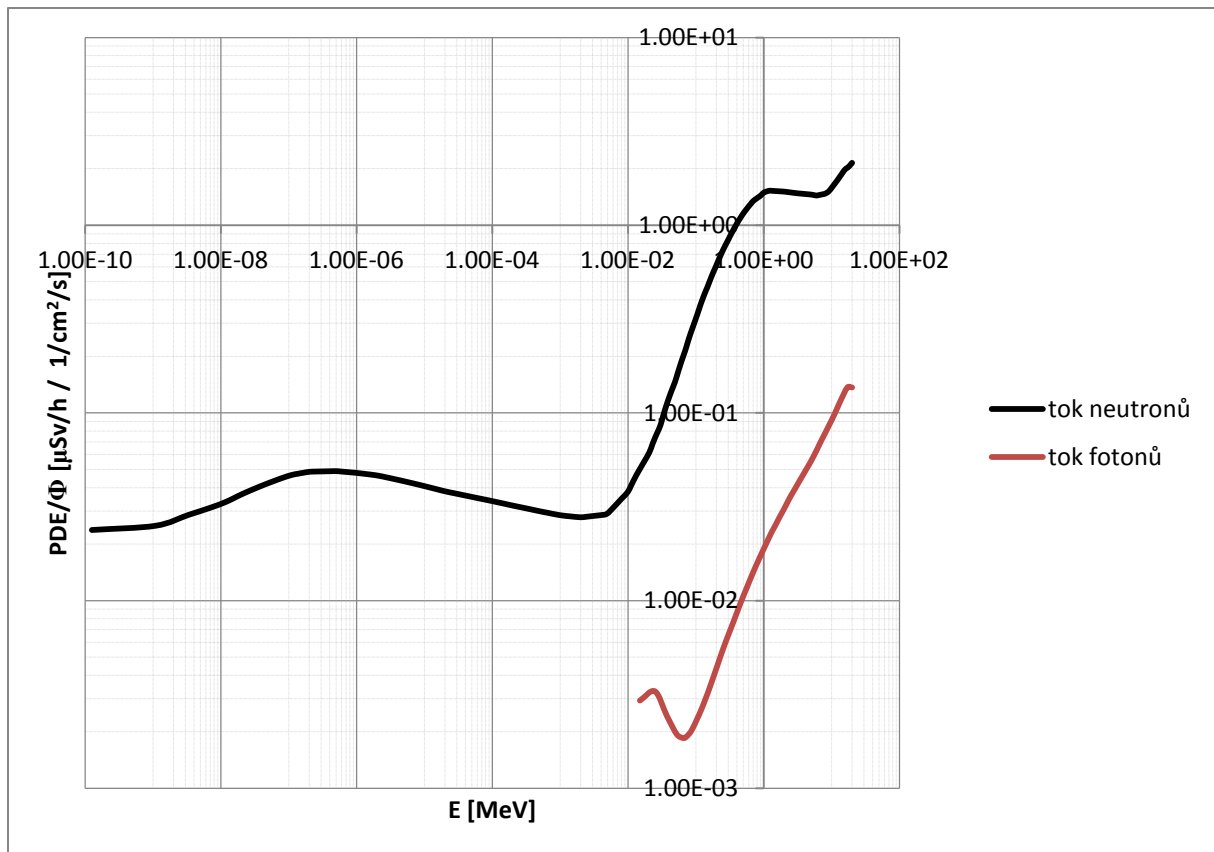
Množství radioaktivní látky je charakterizováno aktivitou. Aktivita je dána počtem radioaktivních přeměn v látce vztažený na jednotku času. Jednotkou aktivity je 1 Bq (jeden Becquerel) s rozměrem [ $s^{-1}$ ]. Označuje se  $A$ .

### *Konverzní faktor příjmu*

Koeficient udávající efektivní dávku připadající na jednotkový příjem. Udávány jsou konvenční hodnoty faktorů příjmu požitím a vdechnutím.

Převádí příjem daného radionuklidu vyjádřený v aktivitě [Bq] na hodnotu v Sv. Označuje se písmenem  $h$  [Sv/Bq]. [39]

Následný obrázek zobrazuje konverzní faktory přepočtu neutronového a fotonového toku na velikost obdržené dávky, kde PDE představuje příkon dávkového ekvivalentu,  $\Phi$  hustotu toku částic a  $E$  energii částic.



Obr. 5.6. Konverzní faktor přepočtu neutronového toku na velikost obdržené dávky [36].

Energie neutronů ve zdroji (uvnitř PS) je v průměru 2 MeV, průměrná energie fotonů pak 0.4 MeV. Průchodem přes stínicí systém OS se jejich energie značně zmenší, a to vlivem srážek. Jak lze z obrázku vidět, při energii 100 keV hodnota obdržené dávky od toku neutronů značně přesahuje hodnotu obdržené dávky od toku fotonů – expozice lidského organismu neutrony je nebezpečnější.

## 6 Modelování transportu záření

Jak již bylo v předchozím zmíněno, vložení jaderného paliva do reaktoru a následným spuštěním řízené štěpné reakce se palivo dostává do aktivní fáze svého životního cyklu neboli fáze užitečné, kdy se část energie v něm obsažená využívá k výrobě energie elektrické. V průběhu této fáze se však změní jeho složení, které pak určuje způsob, jak bude následně s vyhořelým palivem nakládáno. S probíhající štěpnou reakcí v reaktoru vzniká v palivu velké množství vysoce radioaktivních prvků, které nesmějí přijít do styku s životním prostředím, a proto zacházení s vyhořelým palivem podléhá přísným bezpečnostním předpisům a vyhláškám.

Kvůli výskytu velkého množství radioaktivních prvků ve vyhořelém palivu je nutné použít patřičné stínící prostředky navržené z provedených výpočtů.

Výpočet radiační situace lze provádět dvěma způsoby, deterministickým a statistickým přístupem. V důsledku postupného zvyšování výkonu výpočetní techniky postupně převládá statistický způsob výpočtu, který přesněji popisuje jaderné reakce, než deterministický přístup. Průmyslovým standardem v oblasti statistických výpočtů metodou Monte Carlo simulace je v současnosti výpočetní kód MCNP.

Následující kapitola obsahuje teoretické základy Monte Carlo simulace transportu záření. Pozornost bude věnována především způsobu výpočtu a neanalogové Monte Carlo simulaci. V neposlední řadě pak také jedné z metod neanalogové MC simulace, a to metodě váhových oken.

### 6.1 Neanalogová vs. analogová Monte Carlo simulace

Analogová simulace, jež popisuje přesné fyzikální děje, se pomocí konceptu váhy simulovaných částic (zachovávání hustoty toku částic) nahrazuje neanalogovou simulací. Tímto se nepopisují přesně fyzikální děje – dochází k jejich modifikaci, je zde však zachována odezva detektoru současně se snížením výpočetní doby a statistické chyby.

Obě používané metody Monte Carlo simulace transportu záření mohou zobrazit výsledky v různých podobách. V základě jde o výsledky určené energetickou a prostorovou integrací hustoty toku částic a funkcí odezvy pro zvolený detektor (bod, oblast, síť). Typ detektoru a způsob vzorkování při simulaci transportu částic ovlivňují statistickou přesnost, kde odezva detektoru pro jeden bod bude mít menší statistickou přesnost nežli odezva detektoru pro oblast větší. Důvodem je vyšší hustota simulovaných částic ve větší oblasti. Přesnost určení hustoty toku částic v daném prostoru je ovlivněna způsobem vzorkování, a to přes změnu váhy simulovaných částic.

Při analogové MC simulaci jsou jednotlivé částice vzorkovány přesně dle fyzikálních dějů. Je-li velká pravděpodobnost, že simulovaná částice projde skrz modelovaný systém, a to od zdroje k detektoru, může statistická přesnost analogové simulace dosahovat vysokých



hodnot. Problémem však nastává při simulaci transportu záření s uvažováním stínění, jehož účel je co nejvíce hustotu toku částic snížit. Výsledkem je nízká statistická přesnost prováděné analogové MC simulace. V reálném případě je možné se při modelování transportu záření setkat i s případem, kdy hustota toku částic průchodem skrz modelovaný systém klesne například o deset řádů. V tomto případě pak není možné analogovou simulací dosáhnout relevantního výsledku.

Vzorkování částic při neanalogové MC simulaci probíhá podle zvoleného způsobu, a to za podmínky, že je hustota toku částic při průchodu skrz modelovaný systém zachována. Statistická přesnost výpočtu může být podstatně zvýšena, umožní-li vzorkování vyšší hustotu simulovaných částic v oblastech, které významně přispívají k odezvě detektoru. Hustotu toku částic lze v dané oblasti navýšit změnou jejich váhy, tím je pak zachována hustota toku očekávaná. K navýšení statistické přesnosti neanalogové MC simulace je používána její aplikace na různou z metod „Variance reduction“ (například již zmiňovaná metoda váhových oken).

Při neanalogové MC simulaci se zvyšuje pravděpodobnost, že částice projdou od svého zdroje až k detektoru. Hustota toku částic je zde zachována pomocí změny váhy simulovaných částic. V každém bodě je měněna váha simulovaných částic tak, aby celková váha těchto částic byla v daném bodě v průměru zachována. V oblastech, ve kterých dochází k transportu částic od zdroje k detektoru, je zvyšován počet částic a odpovídajícím poměrem snižována jejich váha. Oproti tomu v oblastech, ve kterých dochází k nízkému či žádnému transportu částic od zdroje k detektoru, je počet simulovaných částic malý, avšak s velkou váhou.

Doba výpočtu jedné historie částic je v zásadě u neanalogové simulace vyšší, než tomu je u simulace analogové. Důvodem delšího výpočetního času u neanalogové simulace je nutnost dodatečného vzorkování částic, doba výpočtu také závisí na typu zvolené metody. Oproti analogové simulaci je však statistická přesnost neanalogové podstatně vyšší. K výpočtu efektivity MC simulace je využíván vzorec pro tzv. FOM rychlost, jež je stanovena z převrácené hodnoty součinu druhé mocniny relativní chyby střední hodnoty daného výsledku  $R$  [-] a doby výpočtu  $T$  [min].

$$FOM = \frac{1}{R^2 T} \quad (6.1)$$

Rychlost FOM je v průběhu výpočtu konstantní, a to z důvodu nepřímé závislosti kvadrátu relativní chyby střední hodnoty daného výsledku na době výpočtu. Zjednodušením modelovaného systému či volbou efektivnější neanalogové simulační metody lze docílit vyšší rychlosti FOM. V neposlední řadě lze rychlost FOM zvýšit také využitím výkonnější výpočetní techniky.

Podstatná část výpočetní doby u neanalogové simulace je využívána k simulaci částic se snižující se váhou mezi zdrojem a detektorem, a to na úkor simulace částic nepřispívajících k odezvě detektoru. Děje se tak pomocí změny váhy částic, kde částicím, které jsou méně významné, je přiřazena váha vyšší. Volba vhodné metody a jejich parametrů je stěžejním

problémem simulace transportu záření. Může totiž dojít například k mylnému označení částic jako nevýznamných, a tím pak příslušné výsledky postrádají relevantnosti. Neanalogová MC simulace těmto částicím přiřadí postupně vyšší váhu, je – li pak vysoká pravděpodobnost, že takto mylně označené částice dorazí k detektoru, dojde k významnému zkreslení daného výpočtu. Je – li simulován dostatečný počet historií a částice přispějí k odezvě detektoru, statistická přesnost je snížena, avšak pomocí analýzy statistických testů lze danou chybu na výstupu dohledat a výsledek tak opravit. V horším případě, kdy simulovaný počet historií je nedostatečný k transportu mylně označené částice až k detektoru, čímž tato částice k odezvě detektoru nepřispěje, vede výpočet k výsledku, jehož statistická přesnost je nízká, statistické testy na výstupu však v tomto případě žádnou chybu neukazují a výsledek je tímto neopravitelný. [35] [36]

## 6.2 Metoda váhových oken

Metoda váhových oken je složena ze dvou nejstarších „Variance reduction“ metod. Jedná se o metodu dělení částic a o metodu ruská ruleta. Tyto metody lze aplikovat v energeticko-prostorové, časově-prostorové či prostorové závislosti. Využitím těchto metod se docílí simulace vyššího počtu částic s nižší vahou v oblastech s vyšší importancí a v oblastech s nižší importancí simulace nižšího počtu částic s vahou vyšší.

### *Dělení částic a ruská ruleta podle geometrie*

Dělení částic u této metody zvyšuje statistickou přesnost, zvyšuje tím však i výpočetní dobu. Ruská ruleta na druhou stranu výpočetní dobu snižuje, a to však na úkor zvýšení statistické chyby. Metoda je uplatňována na hranicích oblastí s rozdílnou importancí. Pohybuje-li se částice z místa s importancí vyšší do oblasti s importancí nižší, dochází k ruské ruletě. Pravděpodobnost, že částice přežije ruskou ruletu, je zde dána podílem importancí obou oblastí, čímž je také dáno příslušné zvýšení váhy přeživší částice. Nepřežije-li částice ruskou ruletu, je její váha snížena na nulu a její simulace se dále nekoná. Dělení částice je aplikováno při přechodu částice z místa s nižší importancí do míst s importancí vyšší. Podíl importancí takto sousedících oblastí určuje počet nově vzniklých identických částic a také míru snížení jejich váhy oproti původní částici. V případě, že podíl importancí není celé číslo, vzniká přesto celočíselný počet nových částic. Snížení váhy vzniklých částic však celé číslo být nemusí.

Metoda dělení částic a ruská ruleta podle geometrie je používána za cílem simulace konstantní hustoty simulovaných částic, a to mezi zdrojem a detektorem. Nejvíce používaná hodnota podílu importancí je 2, kdy z částice vznikají dvě nové. Šířka jednotlivých oblastí je pak dána v zásadě polotloušťkou stínícího materiálu pro daný typ částic.

### *Dělení částic a ruská ruleta podle energie*

V principu je ruská ruleta a dělení částic podle energie obdobou geometrického případu. Místo dělení oblastí pomocí prostorových veličin je zde využito dělení oblastí dle energie. Podílem zde nejsou importances dvou prostorových, ale dvou energetických oblastí.

Největším rozdílem této metody je skutečnost, že dělení částic podle energie lze aplikovat bez použití ruské rulety podle energie. V případě geometrického dělení je však striktně dáno použití obou zároveň. Dělení částic podle energie je využíváno pro úlohy, které řeší děje v tepelných oblastech. Ruská ruleta podle energie pak najde své uplatnění při transportu záření, kde příspěvek k odezvě detektoru od sekundárních fotonů je na malé úrovni.

### Metoda váhových oken

Metoda váhových oken definuje v každé fázové oblasti příslušné váhové okno pomocí třech parametrů, a to: spodní mezí  $w_l$ , váhou přežívající částice  $w_s$  (lze zvolit i alternativu – cílovou váhu  $w_t$ ), a horní mezí  $w_u$ . Cílem je udržení váhy simulovaných částic v zadaných mezích váhových oken ( $w_l, w_u$ ). Ke kontrole váhy simulovaných částic dochází vždy na rozhraní fázových oblastí. Vyskytuje-li se váha pod spodní mezí váhového okna, uplatňuje se ruská ruleta – přesněji, dojde k navýšení hodnoty váhy přežívající částice. Pokud je váha simulované částice nad hodnotou váhového okna, dochází k jejímu dělení.

Je-li na rozhraní dvou fázových oblastí váha částice  $w > w_u$ , dochází k dělení, kdy vzniká  $n$  částic, přičemž  $n$  je nejbližším celým číslem k podílu  $w/w_u$ . Váha vzniklých částic je pak dána vztahem:

$$w' = \frac{w}{n} \quad (6.2)$$

Celková váha vzniklých částic během dělení vždy odpovídá váze, kterou měla dělená částice před tím, než byla rozdělena. Princip dělení částic se u metody váhových oken nepatrně liší, a to oproti dělení částic dle energie či geometrie. Odlišnost je způsobena požadavkem, aby se váha nově vzniklých částic vyskytovala pod horní hranicí váhového okna, což by u dělení podle energie či geometrie splněno nebylo.

Aplikace ruské rulety nastává na mezi fázových oblastí, kde je váha částic  $w < w_l$ . Dochází zde ke generaci náhodného čísla  $\xi$ , které určuje, zda částice přežije či ne. Váha je pak přidělována podle vztahu:

$$\xi \leq \frac{w}{w_t} \rightarrow w = w_t \quad (6.3)$$

$$\xi > \frac{w}{w_t} \rightarrow w = 0 \quad (6.4)$$

Během ruské rulety je vždy celková váha v průměru zachována.

Všechny tři zmiňované parametry váhových oken v každé fázové oblasti jsou mezi sebou vzájemně závislé. Je možné si v každé jednotlivé fázové oblasti jeden z parametrů zvolit a další dva poté jeho násobkem dopočítat. Násobky jsou ve všech oblastech stejné.

Fázové oblasti je možno definovat buďto jako oblasti modelovaného systému, nebo lze využít jejich definice na síti nezávislé na oblastech modelovaného systému. V případě

jednoduchých modelů je vhodnější je definovat jako oblasti modelovaného systému, v případě složitějšího modelu je pak výhodnější definice na nezávislé síti.

Velikost fázových oblastí váhových oken je určována statisticky či deterministicky. Hlavním ovlivňujícím faktorem při statistickém určování jejich velikosti jsou samotné vlastnosti modelovaného systému, kterým velikost fázové oblasti musí odpovídat. Jsou-li například fázové oblasti příliš velké, simulované částice vůbec nemusí dorazit do všech takto definovaných oblastí. Naopak, jsou-li oblasti definovány příliš malé, částice sice bez problémů dorazí do všech oblastí, jejich hustota však bude malá. Výsledkem je malá statistická přesnost určení váhových oken.

K deterministickému výpočtu je využíváno sdružené úlohy. Sdružená úloha má vlastnost importance dané fázové oblasti. Použitím deterministického výpočtu je docíleno snazšího určení velikosti fázových oblastí při vyšší přesnosti. Nevýhodou tvorby fázových oblastí deterministicky je potřeba tvorby modelu pro statistický i deterministický kód. [36]

Ke sdružené úloze se přistupuje, není-li předpoklad uniformní závážky paliva v OS. Její popis přesahuje rámec této práce, nebude tedy dále diskutována. Je však dostupná v [36].

## 7 Výpočet radiační situace

Následná kapitola se zabývá výpočtem příkonu dávkového ekvivalentu v okolí obalového souboru klasické koncepce (koncepce podobné OS CASTOR1000/19), který je zaplněn soubory VVER-1000 s obohacením 5.0 %, a obalového souboru nové, dosud netestované koncepce, a to rovněž se soubory VVER-1000 s obohacením 5.0 %. Kapitola dále obsahuje tabulky vypočítaných hodnot dávkových příkonů, a to společně s názornými grafy. V závěru kapitoly je provedeno zhodnocení obou počítaných variant.

Výpočet radiační situace je typická úloha charakterizovaná pevným zdrojem, kdy transport neutronů a fotonů probíhá z oblasti zdroje přes stínění k detektoru. Cílem je určit odezvu detektoru, a to ve formě příkonu dávkového ekvivalentu (dále PDE). Analogová simulace, jež popisuje přesné fyzikální děje, je pomocí konceptu váhy simulovaných částic (zachovávání hustoty toku částic) nahrazena neanalogovou simulací. Tímto se nepopisují přesně fyzikální děje, je zde však zachována odezva detektoru současně se snížením výpočetní doby a statistické chyby.

### 7.1 Vstupní data

Podkapitola obsahuje vstupní data nutná pro výpočet jak pro klasickou koncepci obalového souboru, tak pro koncepci novou. Materiálové parametry jsou použity tytéž u obou variant.

#### 7.1.1 Obalový soubor klasické koncepce

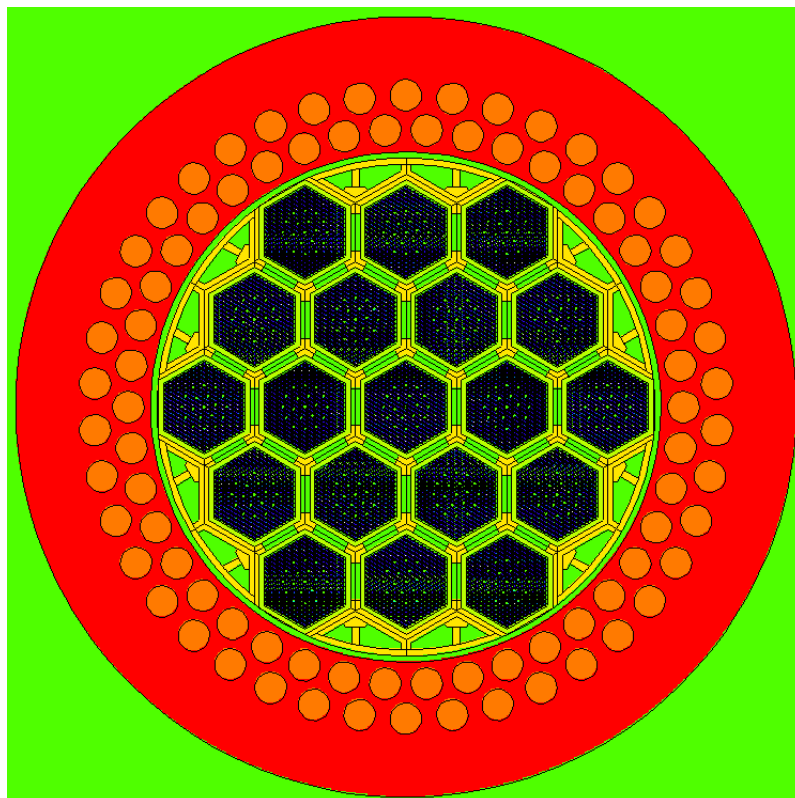
Kontejner CASTOR1000/19 byl již popsán v kapitole 3. Výpočetní model klasické koncepce je shodný s jednou z variant, ze kterých vzejde kontejner ŠKODA 1000/19, který je v současnosti vyvíjený ve společnosti ŠKODA JS. Kontejnery CASTOR a ŠKODA vycházejí ze stejné koncepce (vrtané díry pro neutronové stínění), používají však rozdílných materiálů, jiných rozměrů a odlišné koncepce koše vestavby. Nyní budou doplněny některé parametry, které ve zmiňované kapitole diskutovány nebyly, z hlediska jejich důležitosti jsou však k výpočtu nezbytné.

Model obalového souboru byl vytvořen s následujícími parametry:

- Palivové tablety: vnější/vnitřní průměr 7.6/1.2 mm, konzervativní uniformní obohacení 5.0 %, konzervativní hustota paliva  $10.4 \text{ g/cm}^3$ , počet palivových proutků 312
- Koš vestavby: rozteč mříže 298 mm, 19 PS, poloměr vestavby 736 mm, bórované hex-trubky ( $\text{Al+B}_4\text{C}$ ) s vnitřním rozměrem pod klíč 242 mm, hliníkové Y spoje pro vedení tepla
- Těleso obalového souboru z oceli o hustotě  $7.85 \text{ g/cm}^3$
- Vnější průměr kontejneru: 2 301 mm
- Tloušťka stěny: 409 mm

- PE tyče o hustotě  $0.92 \text{ g/cm}^3$
- Průměr PE tyčí: 97 mm
- 1. roztečná kružnice PE tyčí: 1 640 mm
- 2. roztečná kružnice PE tyčí: 1 842 mm

Obalový soubor byl vytvořen ve 2-D modelu, následný obrázek názorně ukazuje rozmístění jednotlivých komponent uvažovaného modelu. V tělese kontejneru si lze všimnout  $2 \times 42$  děr pro polyetylenové tyče. Uprostřed modelu je umístěn koš pro 19 palivových souborů.



Obr. 7.1. Geometrie výpočetního modelu.

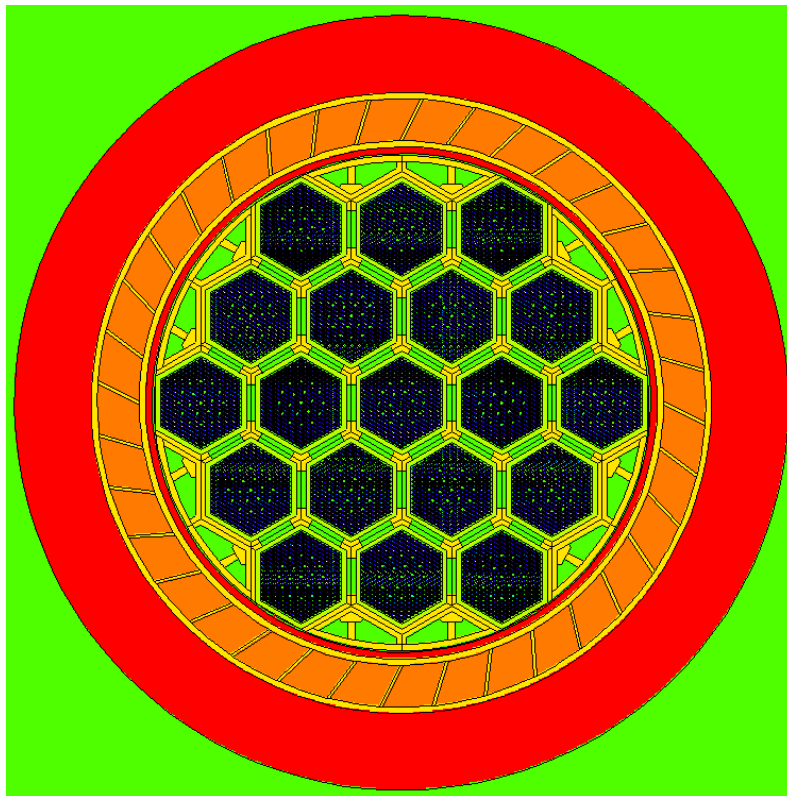
### 7.1.2 Obalový soubor nové koncepce

Jedná se o model dosud netestovaný. Parametry paliva a celé vnitřní vestavby jsou totožné s variantou popsanou v předešlé podkapitole. K důkladnému prostudování této koncepce bylo vytvořeno 7 geometricky odlišných variant. Varianty se od sebe liší vnějším poloměrem PE vrstvy.

Vnitřní poloměr PE vrstvy je u všech variant stejný, a to 779 mm. Vnější poloměr byl měněn v závislosti na celkovém obsahu průřezů PE tyčí první, klasické varianty. Obsahy byly voleny:  $0.7S_{PE}$ ,  $0.8S_{PE}$ ,  $0.9S_{PE}$ ,  $1.0S_{PE}$ ,  $1.1S_{PE}$ ,  $1.2S_{PE}$ ,  $1.3S_{PE}$  klasické varianty. Vnější průměr PE vrstvy nové koncepce pak vycházel: 90 mm, 102 mm, 113 mm, 125 mm, 136 mm, 148 mm, 159 mm. Vnější průměr kontejneru je stanoven na 2 301 mm.

Polyetylen byl zvolen stejné hustoty, ocel pro šasi rovněž.

Na obrázku 7.2 si lze všimnout 36 elementů PE vestavby. Jednotlivé segmenty jsou uloženy v hliníku pro lepší odvod tepla od palivových souborů k povrchu kontejneru. Pokud by šel však kontejner do výroby, hliník by se pravděpodobně nahradil mědí – z důvodu odvodu tepla. Hliník je z hlediska stínění konzervativní – měď stíní podstatně lépe. Jelikož ještě není rozhodnuto, je k výpočtu vhodnější vybrat horší z variant.



Obr. 7.2. Geometrické rozložení kontejneru nové koncepce.

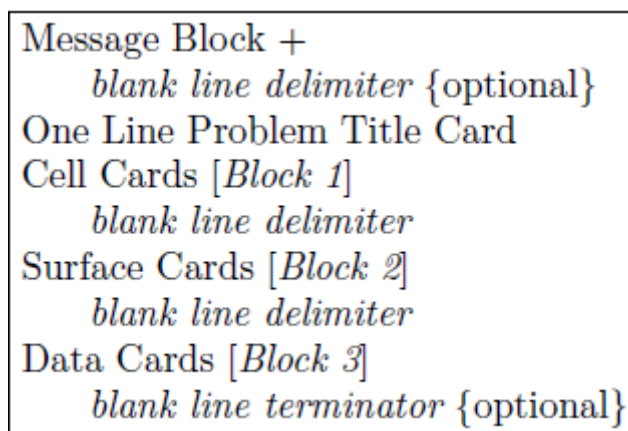
## 7.2 Postup výpočtu

Výpočet radiační situace se skládá z několika nezbytných kroků.

Za první krok lze považovat výběr vhodné výpočetní metody a početního programu, neboť je jich v dnešní době hned několik. V této práci je využito výpočetního kódu MCNP, jenž je možný použít pro výpočet transportu jak neutronů, tak sekundárních a primárních fotonů. Výpočetní metodou je metoda váhových oken v neanalogové Monte Carlo simulaci. Software MCNP je dílem americké Los Alamos národní laboratoře. Jeho využití však není jen v oboru transportu a skladování použitého jaderného paliva, nýbrž všude, kde je potřeba simulace částic, a to jak zmiňovaných neutronů a fotonů, tak i elektronů a dalších.

Druhým krokem je pak získání potřebné dokumentace s veškerými geometrickými a materiálovými parametry s následným vymodelováním dané koncepce. Tvorba modelu je možná jak graficky, tak analyticky. Grafický editor, který je součástí MCNP packu, je však nepřehledný a díky tomu jeho používání je nepříliš rozšířené. Druhým způsobem, pomocí analytického vstupu, lze poměrně efektivně a přehledně definovat celý modelovaný systém

v jakémkoli textovém editoru. Textový vstup je rozdělen do 3 tzv. bloků, které jsou odděleny prázdným řádkem. Následný obrázek 7.3 názorně ukazuje strukturu vstupního souboru programu MCNP.



Obr. 7.3. Struktura vstupního souboru výpočetního programu MCNP [36].

První z bloků obsahuje definici jednotlivých buněk daného systému, druhý z bloků veškeré geometrické parametry a poslední z bloků pak data týkající se například: výpočtu, transmutace bodů, definice jak neutronových, tak fotonových zdrojů, požadovaných parametrů výpočetního výstupu atd.

Obrázky 7.4, 7.5 a 7.6 zobrazují postupně jednotlivé bloky vstupu pro výpočet jednoho palivového proutku.

```

1  Adamek_2D model PP se vzduchem 23.2.2014
2  c :::::cells:::::
3  1 0 -101 +401 -402
4  2 1 -10.4 +101 -102 +401 -402 ..... $ palivo
5  3 0 +102 -103 +401 -402 ..... $ mezera pokryti paliva
6  4 2 -6.55 103 -104 +401 -402 ..... $ pokryti paliva
7  5 4 -1.0 104 -302 305 -301 304 -306 303 401 -402
8  6 0 302:-305:301:-304:306:-303:-401:402
  
```

Obr. 7.4. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Cell card.

```

10 c :::::surface card:::::
11 101 cz 0.06 $ vnitřni prumer PP
12 102 cz 0.38
13 103 cz 0.3865 $ pokryti vnitřni
14 104 cz 0.455 $ pokryti vnější
15 *301 py 0.6375 ..... $ rhex 0.6375 pin
16 *302 p 1.732051 1 0 1.275
17 *303 p -1.732051 1 0 -1.275
18 *304 py -0.6375
19 *305 p 1.732051 1 0 -1.275
20 *306 p -1.732051 1 0 1.275
21 *401 pz 0.0
22 *402 pz 1.0
  
```

Obr. 7.5. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Surface card.



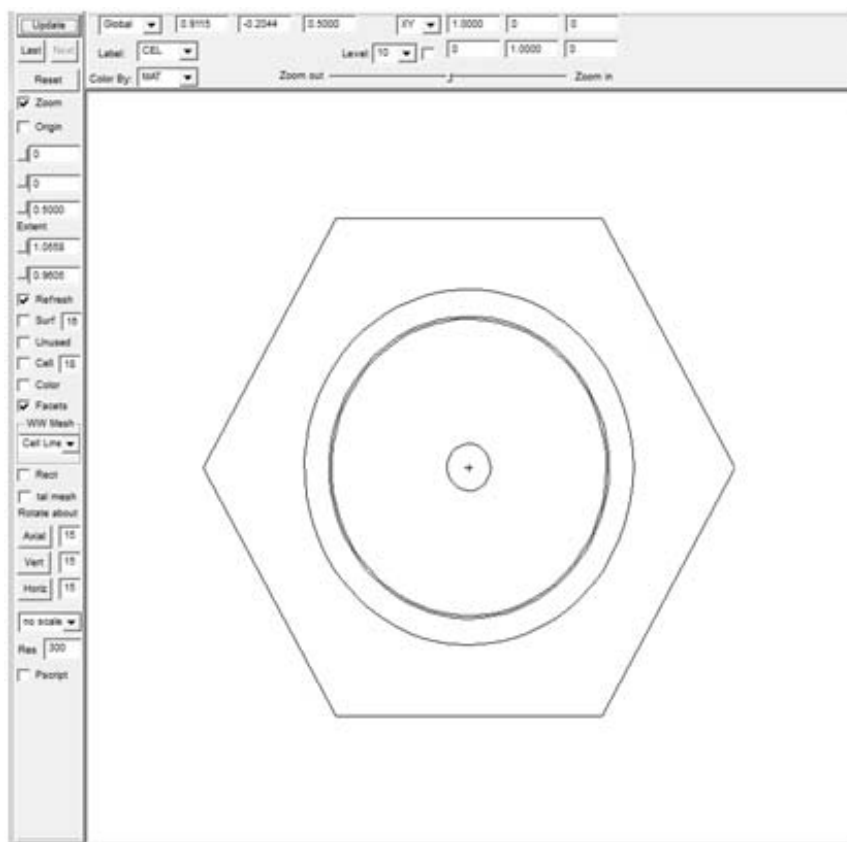
```

24 c .....:data card:.....
25 kcode 10000 1.0 50 150
26 ksrc 0 0.1 0.5 $ bod prvni generace
27 imp:n 1 1 1 1 1 0
28 m1 08016.80c 4.64120E-02 $ UO2
29 .....92235.80c 1.17439E-03
30 .....92238.80c 2.20316E-02
31 m2 06000.80c 6.56832E-05 $ E-110, pokryti, zirkonium
32 .....08016.80c 2.46610E-04
33 .....24050.80c 6.59236E-07
34 .....24052.80c 1.27127E-05
35 .....24053.80c 1.44152E-06
36 .....24054.80c 3.58825E-07
37 .....26054.80c 2.06425E-06
38 .....26056.80c 3.24042E-05
39 .....26057.80c 7.48355E-07
40 .....26058.80c 9.95924E-08
41 .....28058.80c 9.15025E-06
42 .....28060.80c 3.52466E-06
43 .....28061.80c 1.53215E-07
44 .....28062.80c 4.88515E-07
45 .....28064.80c 1.24410E-07
46 .....40090.80c 2.19755E-02
47 .....40091.80c 4.79233E-03
48 .....40092.80c 7.32518E-03
49 .....40094.80c 7.42341E-03
50 .....40096.80c 1.19595E-03
51 .....41093.80c 4.24568E-04
52 .....72174.80c 3.53599E-09
53 .....72176.80c 1.16246E-07
54 .....72177.80c 4.11058E-07
55 .....72178.80c 6.02886E-07
56 .....72179.80c 3.01001E-07
57 .....72180.80c 7.75265E-07
58 m3 08016.80c 1.06504E-05 $ vzduch
59 .....06000.80c 7.61140E-09
60 .....07014.80c 3.96412E-05
61 m4 01001.80c 2 ..... $ H2O
62 .....08016.80c 1
63

```

Obr. 7.6. Příklad analytického vstupu pro výpočet palivového proutku – Data card.

Po namodelování se nabízí možnost zkontrolovat geometrii v grafickém editoru. Obrázek 7.7 názorně ukazuje grafický výstup modelovaného palivového proutku.



**Obr. 7.7. Grafický výstup palivového proutku modelovaného analyticky v textovém editoru.**

Dalším krokem je výpočet kritičnosti daného systému, tímto výpočtem lze předběžně zjistit, je-li systém namodelován správně, a to dle výsledného vypočítaného  $k_{\text{eff}}$ , jehož výslednou hodnotu lze porovnat s již známými, zkušenostmi danými, přibližnými výsledky. Dalším důvodem výpočtu  $k_{\text{eff}}$  je podkritické násobení neutronového zdroje – tj. při výpočtu se vypne štěpení, ale pomocí známé hodnoty  $k_{\text{eff}}$  se dojde k přesnému výsledku.

Následným krokem je určení zdroje, který se pro výpočet má použít.

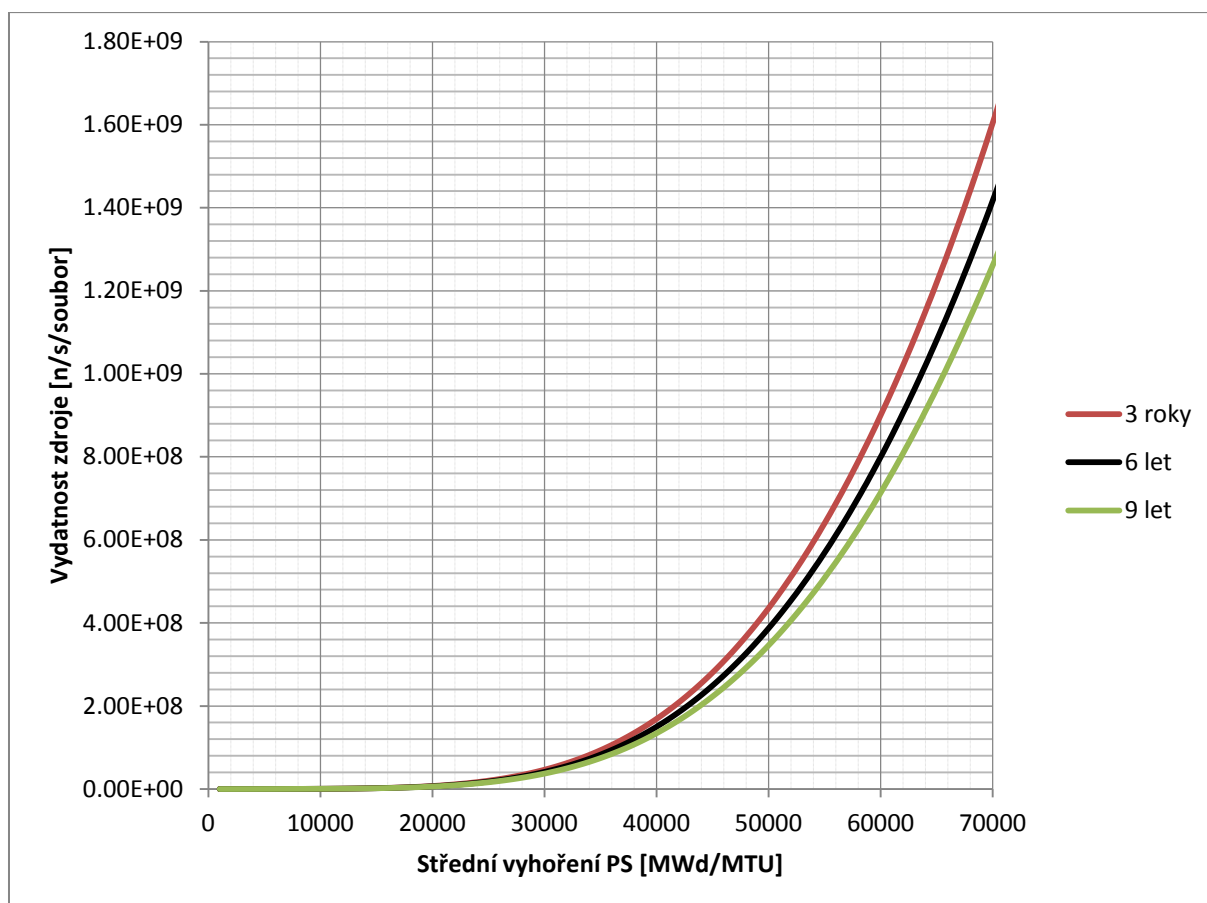
Posledním krokem je výpočet samotného stínění. V tomto posledním kroku je potřeba přesné definice zdrojů jak neutronů a sekundárních fotonů, tak primárních fotonů. Každý modelovaný systém má tak celkem dva vstupy. Oba vstupy jsou geometricky totožné. Odlišnost je v použitých zdrojích záření, definici váhových oken, počtu simulovaných částic a definičních parametrech pro požadovaný výstup. Prvním vstupem je vstup pro simulaci transportu neutronů a jimi následně vytvořených sekundárních fotonů. Druhým vstupem je pak vstup s definicí zdroje pro simulaci transportu primárních fotonů vyzařovaných uvnitř uloženým použitým palivem.

### 7.3 Knihovny vydatností radiačních zdrojů

Zdroje neutronů a fotonů pro palivo VVER-1000 byly vypočteny ve společnosti ŠKODA JS pro současné palivo používané na JE Temelín. Jako typické bylo vybráno palivo typu TVSA-T s označením P44G2 s obohacením 4.4 %. Pro výpočet byl použit kód ORIGEN-S s knihovnami připravenými sekvencí kódů TRITON ze sady kódů SCALE 6.1.3.

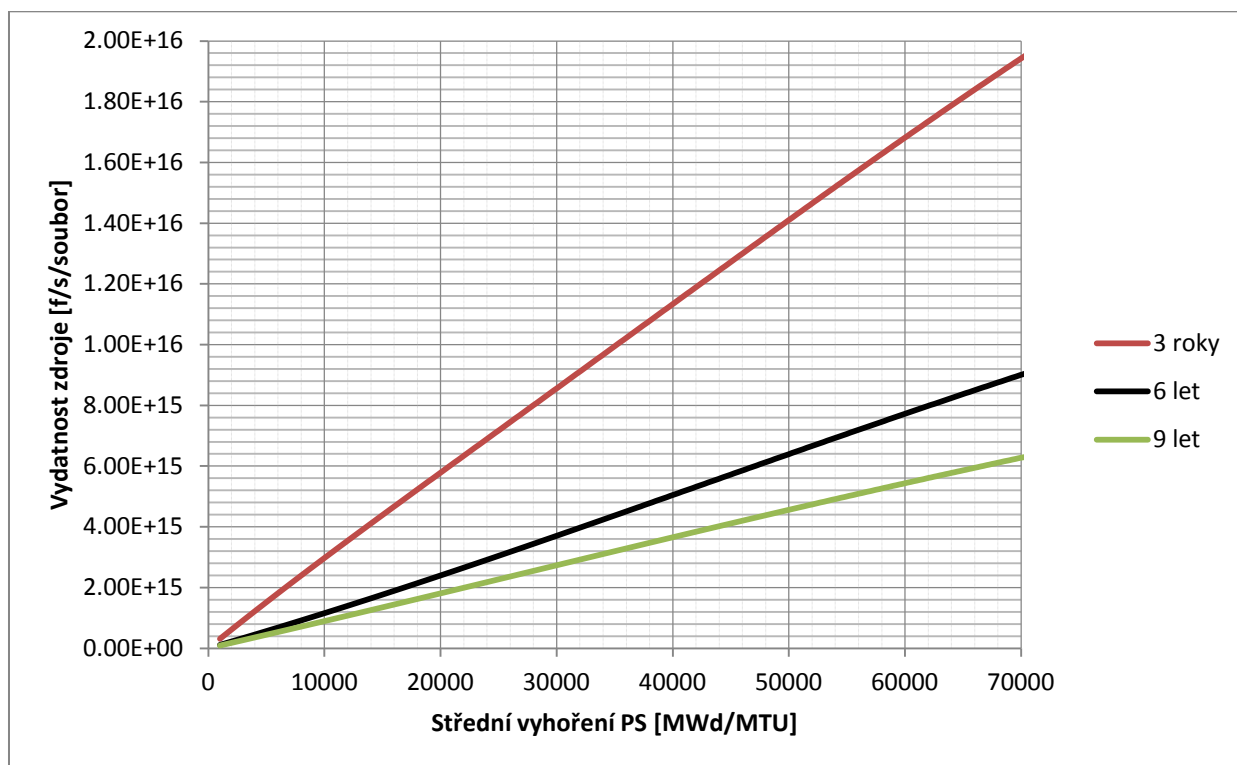
K výpočtu příkonu dávkového ekvivalentu byla použita knihovna vydatností zdrojů s údaji pro střední míru vyhoření PS od 1 GWd/MTU do 80 GWd/MTU. Každá úroveň vyhoření je pak dělena ještě dle doby chlazení před uložením, a to od 0.25 roku do 20 let. Knihovny jsou celkem dvě, jedna obsahuje data pro výpočet PDE od neutronového zdroje (výpočet PDE neutronů a PDE sekundárních fotonů), druhá pak pro výpočet PDE od zdroje primárních fotonů. Následné grafy ukazují závislost vydatnosti zdrojů na vyhoření a době chlazení. Data jsou vybrána pro doby chlazení 3, 6 a 9 let.

Obrázek 7.8 ukazuje závislost vydatnosti zdroje neutronů a sekundárních fotonů na střední míře vyhoření PS. Při výpočtech stínění byla zvolena referenční vydatnost  $1.0E+08$  neutronů na PS, pro kterou byl PDE následně vypočten.



Obr. 7.8. Graf závislosti relativní vydatnosti zdroje neutronů a sekundárních fotonů na střední míře vyhoření PS.

Obrázek 7.9 ukazuje závislost vydatnosti zdroje primárních fotonů na střední míře vyhoření PS. Při výpočtech stínění byla zvolena referenční vydatnost  $1.0E+15$  fotonů na PS.



Obr. 7.9. Graf závislosti relativní vydatnosti zdroje primárních fotonů na střední míře vyhoření PS.

Jak je z grafů vidět, relativní vydatnost zdroje neutronů a sekundárních fotonů roste nelineárně přibližně se 4 mocninou, kdežto relativní vydatnost zdroje primárních fotonů roste lineárně. Při uvažování 2-D modelu je nutné danou hodnotu střední míry vyhoření PS vynásobit tzv. peaking faktorem, kterým se zohledňuje vyhoření axiální vrstvy paliva. V případě 2-D modelu je pak střední míra vyhoření PS násobena konzervativní hodnotou peaking faktoru 1.2.

Efekt podkritického násobení neutronového zdroje byl do výpočtů zahrnut pro konzervativně určený koeficient násobení 0.2.

## 7.4 Výpočet radiační situace OS klasické koncepce

Geometrické uspořádání této koncepce již bylo vyobrazeno v kapitole 7.1. Veškeré potřebné geometrické a materiálové parametry pro výpočet byly poskytnuty společností ŠKODA JS. Modelování zadaného systému s následným odzkoušením při simulaci malého počtu částic probíhalo na nepříliš výkonném PC. K dosažení vysoké statistické přesnosti však bylo zapotřebí simulace počtu částic mnohem většího, což bylo následně provedeno na PC výkonnějším (32 fyzických jader procesoru Intel Xeon E5-4650 s pracovní frekvencí 2700 MHz).

Při simulaci jsou nejvíce sledovány dvě hodnoty, a to hodnota PDE na povrchu OS a hodnota ve 2 m od povrchu kontejneru. Následující tabulka zachycuje státem povolené meze v těchto vzdálenostech.

	Povrch OS	2 m od povrchu
PDE [ $\mu\text{Sv/h}$ ]	2000	100

Tabulka 7.1. Státem stanovené meze PDE. Zdroj: Vyhláška č. 317/2002 Sb.

V reálném případě, je-li splněna podmínka ve 2 m od povrchu, PDE na povrchu OS je dodrženo vždy.

Pro výpočet radiační situace byly uvažovány 2 předpoklady, které významně zjednodušily srovnání obou koncepcí. Prvním předpokladem je uniformní zavezení všech 19 pozic v PS. Druhým předpokladem je konstantní energetická distribuce radiačních zdrojů. Příkon dávkového ekvivalentu je závislý na zdroji a designu stínění, při použití obou výše uvedených předpokladů odpadá závislost prostorové a energetické distribuce zdroje na vyhoření a době chlazení.

Výpočet byl proveden pro referenční vydatnost radiačních zdrojů  $1.0\text{E}+08$  n/s/PS a  $1.0\text{E}+15$  f/s/PS. Pro vybrané hodnoty vyhoření a doby chlazení je potom PDE určen násobkem vydatnosti zdroje vůči referenční vydatnosti a PDE pro referenční vydatnost.

### *Výpočet PDE od zdroje neutronů a sekundárních fotonů*

Pro výpočet ekvivalentní dávky od zdroje neutronů a sekundárních fotonů se nabízely tři možné vstupy. První vstup obsahoval podrobnější rozdělení šasi modelovaného systému na větší množství buněk s následnou definicí váhových oken (neanalogová simulace). Druhý vstup obsahoval podrobnější rozdělení šasi modelovaného systému na větší množství buněk bez definice váhových oken (analogová simulace s geometrií pro neanalogovou simulaci) a poslední, třetí vstup, obsahoval pouze modelovaný systém bez podrobnějšího dělení šasi a bez definice váhových oken (analogová simulace).

Dle výsledného FOM každého ze vstupů byla nakonec vybrána varianta poslední. Jak již bylo v práci zmíněno, FOM ovlivňuje doba a odchylka výpočtu. Nejpriznivěji vyšla varianta poslední.

Simulováno bylo  $1E+07$  částic při nejvyšší relativní chybě  $7.58E-03$ . Při výpočtu byly dále vybrány hodnoty:

Doba chlazení ve vodních bazénech před uložením do OS [y]	3, 6, 9, 12
Střední míra vyhoření [GWd/MTU]	40, 45, 50, 55

Tabulka 7.2. Vybrané hodnoty vyhoření a doby chlazení PJP.

Tabulka 7.3 obsahuje vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů.

Vyhoření [GWd/MTU]	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
40	1.61E+02	4.92E+01	1.43E+02	4.37E+01	1.28E+02	3.91E+01	1.15E+02	3.50E+01
45	2.61E+02	7.97E+01	2.32E+02	7.08E+01	2.07E+02	6.32E+01	1.85E+02	5.66E+01
50	3.94E+02	1.20E+02	3.50E+02	1.07E+02	3.12E+02	9.55E+01	2.79E+02	8.53E+01
55	5.65E+02	1.73E+02	5.00E+02	1.53E+02	4.46E+02	1.36E+02	3.99E+02	1.22E+02

Tabulka 7.3. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů.

Tabulka 7.4 obsahuje vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od sekundárních fotonů.

Vyhoření [GWd/MTU]	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
40	9.67E-01	3.02E-01	8.59E-01	2.69E-01	7.68E-01	2.40E-01	6.88E-01	2.15E-01
45	1.56E+00	4.89E-01	1.39E+00	4.35E-01	1.24E+00	3.88E-01	1.11E+00	3.48E-01
50	2.37E+00	7.40E-01	2.10E+00	6.57E-01	1.87E+00	5.86E-01	1.68E+00	5.24E-01
55	3.39E+00	1.06E+00	3.00E+00	9.40E-01	2.68E+00	8.38E-01	2.39E+00	7.49E-01

Tabulka 7.4. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od sekundárních fotonů.

Tabulka 7.5 obsahuje celkové vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů a sekundárních fotonů.

Vyhoření [GWd/MTU]	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
40	1.62E+02	4.95E+01	1.44E+02	4.40E+01	1.29E+02	3.94E+01	1.15E+02	3.52E+01
45	2.62E+02	8.01E+01	2.33E+02	7.12E+01	2.08E+02	6.36E+01	1.86E+02	5.69E+01
50	3.96E+02	1.21E+02	3.52E+02	1.08E+02	<b>3.14E+02</b>	<b>9.60E+01</b>	2.81E+02	8.59E+01
55	5.68E+02	1.74E+02	5.03E+02	1.54E+02	4.49E+02	1.37E+02	4.01E+02	1.23E+02

Tabulka 7.5. Celkové hodnoty PDE OS klasické koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů a sekundárních fotonů.

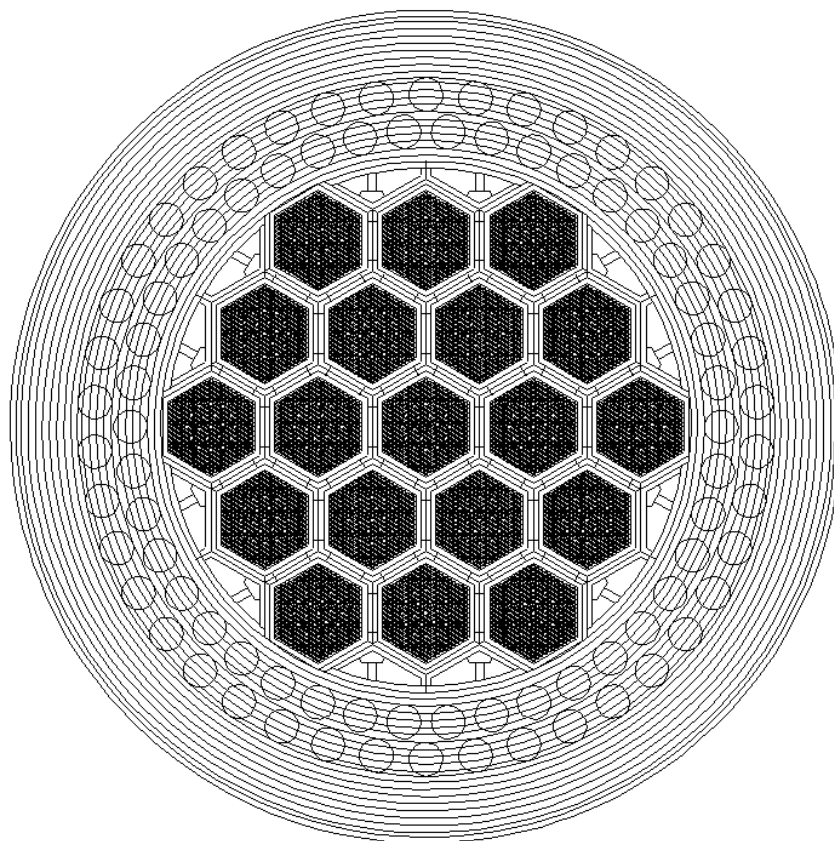
### Zhodnocení

Z předešlých tabulek je zřejmé, že podíl sekundárních fotonů na celkovém součtu PDE od neutronů a sekundárních fotonů je o 2 až 3 řády nižší než podíl neutronů. Jak lze vidět

dále, zadaným mezím před započtením primárních fotonů vyhovuje PJP o maximálním středním vyhoření přibližně 50 GWd/MTU, a to za předpokladu jeho 9 ročního uschování v bazénu pro PJP (tučně vyznačeno). Jelikož však ještě nebyly započteny primární fotony, dá se přepokládat, že hodnota maximálního vyhoření PS, které by bylo možné zavézt do OS, bude ještě klesat.

#### *Výpočet PDE od zdroje primárních fotonů*

Pro výpočet PDE od zdroje primárních fotonů bylo využito, z důvodu vyšší statistické přesnosti, váhových oken. Analogovou simulací není možné výpočet provést. Těleso kontejneru bylo tvořeno několika samostatnými buňkami (viz obrázek 7.10) v radiálním směru. Každé buňce pak musela být postupně přidělena importance, a to za účelem udržení přibližně konstantní hustoty toku částic celým systémem – od zdroje k detektoru. Buňky byly voleny přibližně po 2 cm, důvodem je střední volná dráha fotonů v oceli, která je okolo 1.5 cm. Při menší vzdálenosti by váhová okna pozbývala svou úlohu, neboť by částice pouze „prolétly“ skrz, při mnohem delší vzdálenosti by částice pak nemusely dorazit do všech takto definovaných oblastí vůbec.



**Obr. 7.10. Rozdělení tělesa OS klasické koncepce na více buněk.**

Výpočet ekvivalentní dávky od primárních fotonů probíhal za simulace  $1E+8$  částic při maximální relativní chybě  $2.22E-02$ .

Tabulka 7.6 ukazuje vypočítané hodnoty dávkového ekvivalentu od primárních fotonů.

Vyhoření [GWd/MTU]	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
40	1.94E+02	6.37E+01	8.79E+01	2.88E+01	6.29E+01	2.06E+01	5.29E+01	1.73E+01
45	2.18E+02	7.14E+01	9.94E+01	3.26E+01	7.05E+01	2.31E+01	5.89E+01	1.93E+01
50	2.41E+02	7.90E+01	1.11E+02	3.63E+01	7.80E+01	2.55E+01	6.48E+01	2.12E+01
55	2.64E+02	8.64E+01	1.22E+02	3.99E+01	8.53E+01	2.79E+01	7.05E+01	2.31E+01

Tabulka 7.6. Hodnoty PDE OS klasické koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od primárních fotonů.

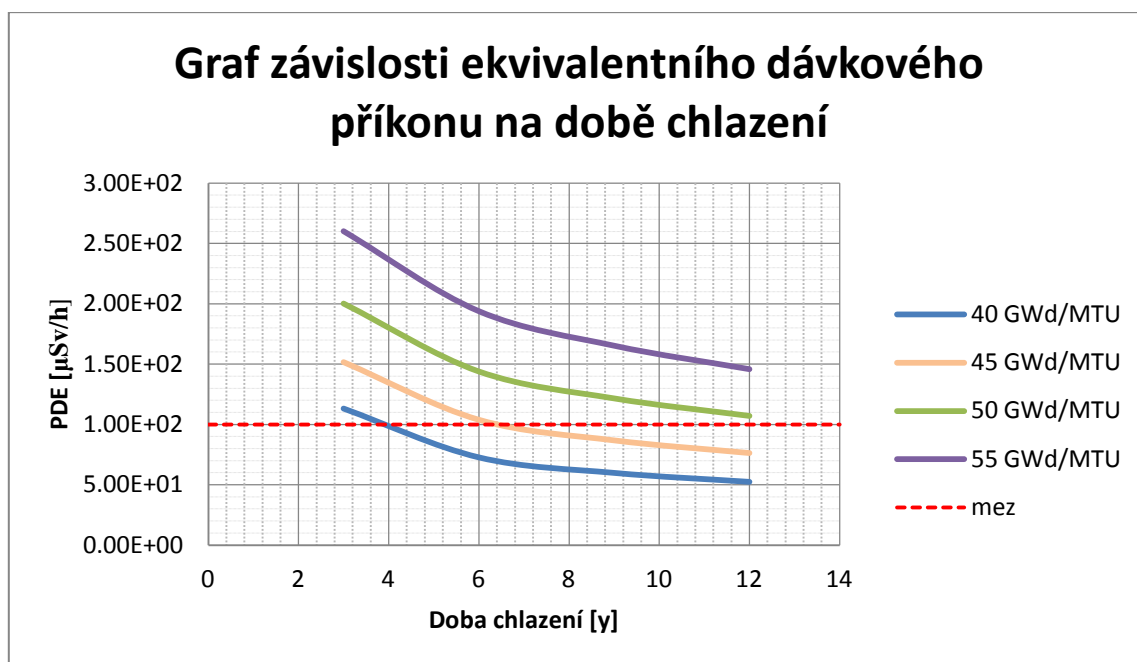
Srovnáním tabulek 7.3-6 je zřejmé, že hlavní podíl na celkovém PDE od všech zdrojů tvoří neutrony a primární fotony. Hodnota sekundárních fotonů je proti těmto hodnotám zanedbatelná, z důvodu korektnosti výsledků je nutno ji však započítat.

Následná tabulka obsahuje celkové PDE od všech zdrojů.

Vyhoření [GWd/MTU]	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
40	3.56E+02	1.13E+02	2.32E+02	7.28E+01	1.92E+02	5.99E+01	1.68E+02	5.25E+01
45	4.80E+02	1.52E+02	3.32E+02	1.04E+02	2.79E+02	8.67E+01	2.45E+02	7.62E+01
50	6.38E+02	2.00E+02	4.63E+02	1.44E+02	3.92E+02	1.22E+02	3.46E+02	1.07E+02
55	8.32E+02	2.60E+02	6.25E+02	1.94E+02	5.34E+02	1.65E+02	4.72E+02	1.46E+02

Tabulka 7.7. Celkové hodnoty PDE OS klasické koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od všech zdrojů.

Pro názornost je dále uveden graf závislosti PDE na době chlazení před uložením PJP do OS, a to ve vzdálenosti 2 m od povrchu OS. Parametrem je střední míra vyhoření v GWd/MTU. Dále je v grafu červeně vyznačena zákonem stanovená mez  $100 \mu\text{Sv/h}$ .



Obr. 7.11. Graf závislosti celkového ekvivalentního dávkového příkonu na době chlazení PJP.



### *Zhodnocení*

Z předešlých tabulek a grafu lze vyvodit, že kontejner klasické koncepce lze použít pouze pro PS s přibližnou střední mírou vyhoření do 45 GWd/MTU při předešlém 9 ročním chlazení v bazénu pro PJP. Palivové soubory s vyhořením 50 a 55 GWd/MTU nedosahují příslušné meze 100  $\mu\text{Sv/h}$  ani po předešlých 12 letech chlazení.

Přesnějším výpočtem za pomoci knihoven vydatnosti zdrojů pro dané palivo lze dopočítat, že maximální střední míra vyhoření PJP, které je možno do OS uložit, je po 3 letech chlazení 37 916 MWd/MTU při PDE 100  $\mu\text{Sv/h}$ , kde dávka od zdroje neutronů a sekundárních fotonů tvoří  $3.96\text{E}+01$   $\mu\text{Sv/h}$  této hodnoty, od zdroje primárních fotonů pak  $6.04\text{E}+01$ . Optimální podíl těchto dvou složek by se měl rovnat 1, v tomto případě by se však ke splnění zmíněné podmínky muselo zavést do OS palivo o vyhoření větším, neboť podíl primárních fotonů na celkovém PDE s rostoucím vyhořením klesá, z důvodu navýšení dávky ve 2 m na  $1.38\text{E}+02$   $\mu\text{Sv/h}$  je však popsané řešení nepřijatelné.

Maximální střední míra vyhoření PJP, které je možno do OS uložit, po 6 letech chlazení pak vychází 44 375 MWd/MTU při PDE 99.4  $\mu\text{Sv/h}$ , kde dávka od zdroje neutronů a sekundárních fotonů tvoří  $6.73\text{E}+01$   $\mu\text{Sv/h}$  této hodnoty, od zdroje primárních fotonů pak  $3.21\text{E}+01$   $\mu\text{Sv/h}$ . Dosažení podílu složek rovnému jedné je možné docílit zavezením PJP o střední míře vyhoření 35 000 MWd/MTU.

Optimální podíl složek PDE rovný jedné je u OS klasické koncepce těžko dosažitelný, neboť pro typická vyhoření je podíl PDE neutronů příliš vysoký a ani vyšší dobou chlazení ho nelze dostatečně snížit. Z toho vyplývá, že je potřeba zefektivnit neutronové stínění, a to zvýšením průměru děr pro tyče, nebo přidáním třetí řady tyčí. Oba dva možné postupy snadno narazí na technologické a pevnostní problémy, proto je do budoucna nutné uvažovat jinou koncepci neutronového stínění.

Jak bylo řečeno již dříve, je-li splněna podmínka ve 2 m od povrchu OS, podmínka na povrchu OS je splněna taktéž, a to s velkou rezervou.

## 7.5 Výpočet radiační situace OS nové koncepce

Přesnou specifikaci a geometrické uspořádání této koncepce obsahuje kapitola 7.1. Výpočet nové koncepce probíhal stejným způsobem jako v předchozím případě. Byly použity stejné hodnoty vyhoření i doby chlazení, čili 40, 45, 50, 55 GWd/MTU a 3, 6, 9, 12 let. Sledovány byly ty samé hodnoty, jednak kvůli zákonem daným mezím, jednak z důvodu následného srovnání obou koncepcí.

Jelikož se jedná o model dosud netestovaný, byla tato koncepce vytvořena v 7 geometricky odlišných variantách, a to za účelem jejího důkladného prostudování. Varianty se od sebe liší vnějším poloměrem PE vrstvy.

Vnitřní poloměr PE vrstvy je u všech variant stejný, a to 779 mm. Vnější poloměr byl měněn v závislosti na celkovém obsahu průřezů PE tyčí první, klasické, varianty. Obsahy byly voleny:  $0.7S_{PE}$ ,  $0.8S_{PE}$ ,  $0.9S_{PE}$ ,  $1.0S_{PE}$ ,  $1.1S_{PE}$ ,  $1.2S_{PE}$ ,  $1.3S_{PE}$  klasické varianty. Vnější průměr PE vestavby nové koncepce pak vycházel: 90 mm, 102 mm, 113 mm, 125 mm, 136 mm, 148 mm, 159 mm.

### *Výpočet PDE od zdroje neutronů a sekundárních fotonů*

Výpočet PDE od zdroje neutronů a sekundárních fotonů byl proveden stejně, jako tomu bylo u předešlé varianty. Vstup obsahoval pouze modelovaný systém bez podrobnějšího dělení šasi a bez váhových oken.

Simulováno bylo  $1E+08$  částic, relativní chyba se u všech variant pohybovala okolo  $2.5E-03$ . Tabulka 7.8 ukazuje přiřazení násobku obsahu PE jednotlivým variantám. 4. varianta má obsah totožný s klasickou koncepcí.

Varianta	Násobek $S_{PE}$	Tloušťka PE nové koncepce [mm]
1	0.7	90
2	0.8	102
3	0.9	113
4	1.0	125
5	1.1	136
6	1.2	148
7	1.3	159

Tabulka 7.8. Přiřazení násobku obsahu PE klasické koncepce jednotlivým variantám nové koncepce.

Tabulka 7.9 obsahuje vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů.

Tabulka 7.10 obsahuje vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od sekundárních fotonů.

Tabulka 7.11 obsahuje celkové vypočítané hodnoty PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů a sekundárních fotonů.

40 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	2.44E+02	7.62E+01	2.17E+02	6.77E+01	1.94E+02	6.06E+01	1.73E+02	5.42E+01	
2	1.93E+02	6.03E+01	1.72E+02	5.35E+01	1.54E+02	4.79E+01	1.38E+02	4.29E+01	
3	1.57E+02	4.90E+01	1.40E+02	4.35E+01	1.25E+02	3.89E+01	1.12E+02	3.48E+01	
4	1.27E+02	3.92E+01	1.12E+02	3.48E+01	1.01E+02	3.11E+01	9.00E+01	2.79E+01	
5	1.05E+02	3.26E+01	9.37E+01	2.90E+01	8.38E+01	2.59E+01	7.50E+01	2.32E+01	
6	8.63E+01	2.67E+01	7.66E+01	2.37E+01	6.85E+01	2.12E+01	6.13E+01	1.90E+01	
7	7.28E+01	2.25E+01	6.47E+01	2.00E+01	5.79E+01	1.79E+01	5.18E+01	1.60E+01	
45 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	3.95E+02	1.23E+02	3.51E+02	1.10E+02	3.13E+02	9.79E+01	2.80E+02	8.76E+01	
2	3.13E+02	9.75E+01	2.78E+02	8.67E+01	2.48E+02	7.74E+01	2.22E+02	6.92E+01	
3	2.54E+02	7.92E+01	2.26E+02	7.04E+01	2.02E+02	6.29E+01	1.81E+02	5.62E+01	
4	2.05E+02	6.34E+01	1.82E+02	5.63E+01	1.63E+02	5.03E+01	1.45E+02	4.50E+01	
5	1.71E+02	5.28E+01	1.52E+02	4.69E+01	1.35E+02	4.19E+01	1.21E+02	3.75E+01	
6	1.40E+02	4.31E+01	1.24E+02	3.83E+01	1.11E+02	3.42E+01	9.91E+01	3.06E+01	
7	1.18E+02	3.64E+01	1.05E+02	3.23E+01	9.35E+01	2.89E+01	8.37E+01	2.58E+01	
50 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	5.97E+02	1.87E+02	5.30E+02	1.66E+02	4.73E+02	1.48E+02	4.23E+02	1.32E+02	
2	4.73E+02	1.47E+02	4.20E+02	1.31E+02	3.75E+02	1.17E+02	3.35E+02	1.04E+02	
3	3.85E+02	1.20E+02	3.42E+02	1.06E+02	3.05E+02	9.49E+01	2.73E+02	8.49E+01	
4	3.10E+02	9.58E+01	2.75E+02	8.51E+01	2.45E+02	7.60E+01	2.19E+02	6.79E+01	
5	2.58E+02	7.98E+01	2.29E+02	7.09E+01	2.04E+02	6.33E+01	1.83E+02	5.66E+01	
6	2.11E+02	6.52E+01	1.87E+02	5.79E+01	1.67E+02	5.17E+01	1.50E+02	4.62E+01	
7	1.78E+02	5.50E+01	1.58E+02	4.88E+01	1.41E+02	4.36E+01	1.26E+02	3.90E+01	
55 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	8.56E+02	2.67E+02	7.58E+02	2.37E+02	6.76E+02	2.11E+02	6.04E+02	1.89E+02	
2	6.79E+02	2.11E+02	6.01E+02	1.87E+02	5.36E+02	1.67E+02	4.79E+02	1.49E+02	
3	5.52E+02	1.72E+02	4.89E+02	1.52E+02	4.36E+02	1.36E+02	3.89E+02	1.21E+02	
4	4.44E+02	1.37E+02	3.93E+02	1.22E+02	3.51E+02	1.09E+02	3.13E+02	9.70E+01	
5	3.70E+02	1.14E+02	3.28E+02	1.01E+02	2.92E+02	9.04E+01	2.61E+02	8.08E+01	
6	3.03E+02	9.36E+01	2.68E+02	8.29E+01	2.39E+02	7.39E+01	2.14E+02	6.60E+01	
7	2.56E+02	7.88E+01	2.26E+02	6.98E+01	2.02E+02	6.23E+01	1.80E+02	5.56E+01	

Tabulka 7.9. Hodnoty PDE OS nové koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů.

40 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	6.04E-01	1.87E-01	5.37E-01	1.66E-01	4.80E-01	1.48E-01	4.30E-01	1.33E-01
2	5.91E-01	1.85E-01	5.25E-01	1.65E-01	4.69E-01	1.47E-01	4.20E-01	1.32E-01
3	6.11E-01	1.93E-01	5.43E-01	1.71E-01	4.85E-01	1.53E-01	4.34E-01	1.37E-01
4	6.57E-01	2.10E-01	5.84E-01	1.86E-01	5.22E-01	1.66E-01	4.67E-01	1.49E-01
5	7.43E-01	2.39E-01	6.60E-01	2.12E-01	5.90E-01	1.90E-01	5.28E-01	1.70E-01
6	8.71E-01	2.82E-01	7.74E-01	2.50E-01	6.92E-01	2.24E-01	6.19E-01	2.00E-01
7	1.04E+00	3.39E-01	9.24E-01	3.01E-01	8.27E-01	2.69E-01	7.40E-01	2.41E-01
45 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	9.78E-01	3.02E-01	8.69E-01	2.68E-01	7.76E-01	2.40E-01	6.94E-01	2.14E-01
2	9.56E-01	3.00E-01	8.49E-01	2.66E-01	7.59E-01	2.38E-01	6.79E-01	2.13E-01
3	9.88E-01	3.12E-01	8.78E-01	2.78E-01	7.85E-01	2.48E-01	7.02E-01	2.22E-01
4	1.06E+00	3.39E-01	9.45E-01	3.01E-01	8.44E-01	2.69E-01	7.55E-01	2.41E-01
5	1.20E+00	3.87E-01	1.07E+00	3.43E-01	9.54E-01	3.07E-01	8.53E-01	2.74E-01
6	1.41E+00	4.56E-01	1.25E+00	4.05E-01	1.12E+00	3.62E-01	1.00E+00	3.24E-01
7	1.68E+00	5.48E-01	1.50E+00	4.87E-01	1.34E+00	4.35E-01	1.20E+00	3.89E-01
50 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	1.48E+00	4.57E-01	1.31E+00	4.05E-01	1.17E+00	3.62E-01	1.05E+00	3.23E-01
2	1.45E+00	4.53E-01	1.28E+00	4.02E-01	1.15E+00	3.59E-01	1.02E+00	3.21E-01
3	1.49E+00	4.72E-01	1.33E+00	4.19E-01	1.18E+00	3.74E-01	1.06E+00	3.35E-01
4	1.61E+00	5.13E-01	1.43E+00	4.55E-01	1.27E+00	4.06E-01	1.14E+00	3.63E-01
5	1.82E+00	5.84E-01	1.61E+00	5.19E-01	1.44E+00	4.63E-01	1.29E+00	4.14E-01
6	2.13E+00	6.89E-01	1.89E+00	6.12E-01	1.69E+00	5.46E-01	1.51E+00	4.88E-01
7	2.55E+00	8.29E-01	2.26E+00	7.36E-01	2.02E+00	6.57E-01	1.80E+00	5.87E-01
55 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	2.12E+00	6.55E-01	1.88E+00	5.80E-01	1.67E+00	5.17E-01	1.50E+00	4.62E-01
2	2.07E+00	6.50E-01	1.84E+00	5.76E-01	1.64E+00	5.13E-01	1.46E+00	4.59E-01
3	2.14E+00	6.77E-01	1.90E+00	6.00E-01	1.69E+00	5.35E-01	1.51E+00	4.78E-01
4	2.31E+00	7.35E-01	2.04E+00	6.51E-01	1.82E+00	5.81E-01	1.63E+00	5.19E-01
5	2.61E+00	8.38E-01	2.31E+00	7.42E-01	2.06E+00	6.62E-01	1.84E+00	5.91E-01
6	3.06E+00	9.88E-01	2.71E+00	8.75E-01	2.41E+00	7.81E-01	2.16E+00	6.97E-01
7	3.65E+00	1.19E+00	3.23E+00	1.05E+00	2.88E+00	9.39E-01	2.58E+00	8.39E-01

Tabulka 7.10. Hodnoty PDE OS nové koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od sekundárních fotonů.

40 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	2.44E+02	7.64E+01	2.17E+02	6.79E+01	1.94E+02	6.07E+01	1.74E+02	5.43E+01	
2	1.94E+02	6.05E+01	1.72E+02	5.37E+01	1.54E+02	4.80E+01	1.38E+02	4.30E+01	
3	1.58E+02	4.92E+01	1.40E+02	4.37E+01	1.25E+02	3.91E+01	1.12E+02	3.50E+01	
4	1.27E+02	3.94E+01	1.13E+02	3.50E+01	1.01E+02	3.13E+01	9.05E+01	2.80E+01	
5	1.06E+02	3.29E+01	9.43E+01	2.92E+01	8.44E+01	2.61E+01	7.55E+01	2.34E+01	
6	8.71E+01	2.70E+01	7.74E+01	2.39E+01	6.92E+01	2.14E+01	6.20E+01	1.92E+01	
7	7.39E+01	2.28E+01	6.56E+01	2.03E+01	5.87E+01	1.81E+01	5.25E+01	1.62E+01	
45 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	3.96E+02	1.24E+02	3.51E+02	1.10E+02	3.14E+02	9.81E+01	2.81E+02	8.78E+01	
2	3.14E+02	9.78E+01	2.79E+02	8.69E+01	2.49E+02	7.76E+01	2.23E+02	6.95E+01	
3	2.55E+02	7.95E+01	2.27E+02	7.07E+01	2.03E+02	6.31E+01	1.81E+02	5.65E+01	
4	2.06E+02	6.37E+01	1.83E+02	5.66E+01	1.63E+02	5.06E+01	1.46E+02	4.52E+01	
5	1.72E+02	5.32E+01	1.53E+02	4.72E+01	1.36E+02	4.22E+01	1.22E+02	3.78E+01	
6	1.41E+02	4.36E+01	1.25E+02	3.87E+01	1.12E+02	3.46E+01	1.00E+02	3.10E+01	
7	1.20E+02	3.69E+01	1.06E+02	3.28E+01	9.49E+01	2.93E+01	8.49E+01	2.62E+01	
50 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	5.98E+02	1.87E+02	5.31E+02	1.66E+02	4.74E+02	1.48E+02	4.24E+02	1.32E+02	
2	4.75E+02	1.48E+02	4.21E+02	1.31E+02	3.76E+02	1.17E+02	3.36E+02	1.05E+02	
3	3.86E+02	1.20E+02	3.43E+02	1.07E+02	3.06E+02	9.53E+01	2.74E+02	8.52E+01	
4	3.11E+02	9.64E+01	2.76E+02	8.56E+01	2.47E+02	7.64E+01	2.20E+02	6.83E+01	
5	2.60E+02	8.04E+01	2.31E+02	7.14E+01	2.06E+02	6.37E+01	1.84E+02	5.70E+01	
6	2.13E+02	6.59E+01	1.89E+02	5.85E+01	1.69E+02	5.23E+01	1.51E+02	4.67E+01	
7	1.81E+02	5.58E+01	1.60E+02	4.96E+01	1.43E+02	4.42E+01	1.28E+02	3.95E+01	
55 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	8.58E+02	2.68E+02	7.60E+02	2.37E+02	6.78E+02	2.12E+02	6.05E+02	1.89E+02	
2	6.81E+02	2.12E+02	6.03E+02	1.88E+02	5.38E+02	1.68E+02	4.80E+02	1.50E+02	
3	5.54E+02	1.72E+02	4.91E+02	1.53E+02	4.38E+02	1.36E+02	3.91E+02	1.22E+02	
4	4.46E+02	1.38E+02	3.95E+02	1.22E+02	3.53E+02	1.09E+02	3.15E+02	9.75E+01	
5	3.73E+02	1.15E+02	3.30E+02	1.02E+02	2.94E+02	9.11E+01	2.63E+02	8.14E+01	
6	3.06E+02	9.46E+01	2.71E+02	8.38E+01	2.41E+02	7.47E+01	2.16E+02	6.67E+01	
7	2.59E+02	8.00E+01	2.30E+02	7.09E+01	2.05E+02	6.32E+01	1.83E+02	5.65E+01	

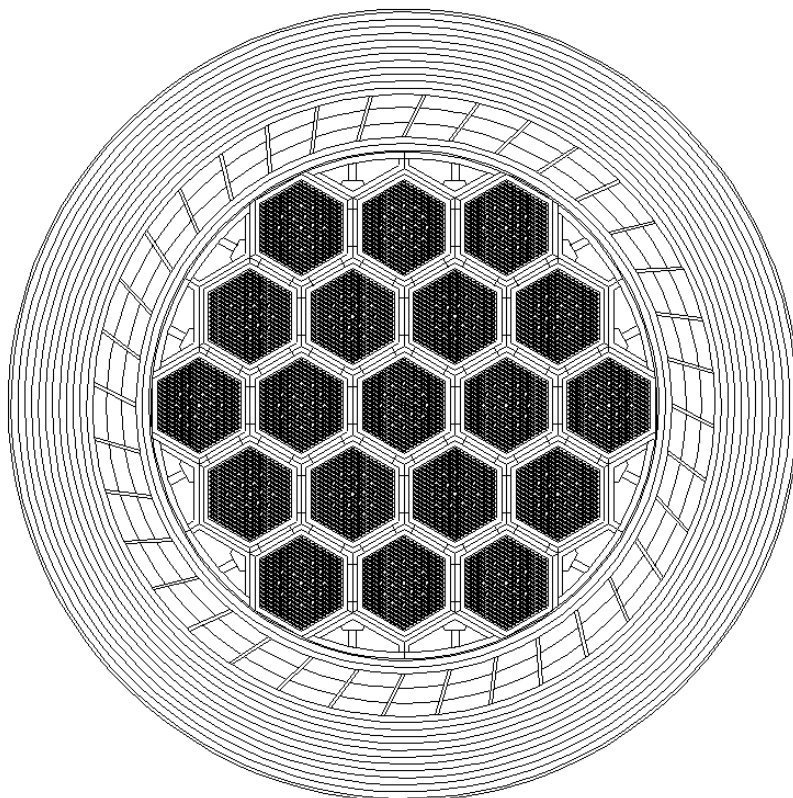
Tabulka 7.11. Hodnoty PDE OS nové koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů a sekundárních fotonů.

### Zhodnocení

Jako u předešlé varianty, podíl sekundárních fotonů na celkovém součtu PDE od neutronů a sekundárních fotonů je o 2 až 3 řády nižší než podíl neutronů. V předešlém případě vycházela maximální možná střední míra vyhoření PJP, které by bylo možno do OS uložit, bez započtení dávky od primárních fotonů přibližně 50 GWd/MTU, a to za předpokladu jeho 9 ročního uschování v bazénu pro PJP. V současně analyzovaném případě vychází maximální střední míra vyhoření bez započtení dávky od primárních fotonů přibližně 55 GWd/MTU, a to po 12 letech uschování v bazénu pro PJP. V případě 7. varianty vychází dávka od neutronů a sekundárních fotonů dokonce jen  $8.00E+01$   $\mu\text{Sv/h}$ , lze tedy soudit, že přibližná střední míra vyhoření PJP, které by bylo možné do OS uložit, by byla v tomto případě ještě o něco vyšší. Z důvodu menší tloušťky oceli, která je hlavním stínícím prostředkem fotonů, se však dá předpokládat, že dávka od primárních fotonů bude dosahovat u této varianty vysokých hodnot a celkové PDE bude tak značně přesahovat závaznou mez 100  $\mu\text{Sv/h}$ .

### Výpočet PDE od zdroje primárních fotonů

Pro výpočet PDE od zdroje primárních fotonů bylo také využito, z důvodu vyšší statistické přesnosti, váhových oken. Těleso kontejneru bylo tvořeno několika samostatnými buňkami (viz obrázek 7.12). Jednotlivé segmenty PE pak byly rozděleny na buňky 3 o větší šířce, neboť střední volná dráha fotonů je v PE delší než v oceli.



Obr. 7.12. Rozdělení tělesa OS nové koncepce na více buněk.

Následná tabulka 7.12 obsahuje výsledky simulace transportu primárních fotonů. Tabulka 7.13 pak obsahuje celkové PDE od všech zdrojů.

40 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	8.82E+01	2.90E+01	3.99E+01	1.31E+01	2.85E+01	9.38E+00	2.40E+01	7.89E+00
2	1.34E+02	4.41E+01	6.06E+01	2.00E+01	4.34E+01	1.43E+01	3.65E+01	1.20E+01
3	1.95E+02	6.43E+01	8.83E+01	2.91E+01	6.32E+01	2.08E+01	5.31E+01	1.75E+01
4	3.00E+02	9.87E+01	1.36E+02	4.46E+01	9.69E+01	3.19E+01	8.15E+01	2.68E+01
5	4.51E+02	1.48E+02	2.04E+02	6.71E+01	1.46E+02	4.79E+01	1.23E+02	4.03E+01
6	6.83E+02	2.25E+02	3.09E+02	1.02E+02	2.21E+02	7.26E+01	1.86E+02	6.10E+01
7	1.02E+03	3.34E+02	4.59E+02	1.51E+02	3.28E+02	1.08E+02	2.76E+02	9.07E+01
45 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	9.89E+01	3.25E+01	4.51E+01	1.48E+01	3.20E+01	1.05E+01	2.67E+01	8.79E+00
2	1.50E+02	4.95E+01	6.86E+01	2.26E+01	4.86E+01	1.60E+01	4.06E+01	1.34E+01
3	2.19E+02	7.21E+01	9.99E+01	3.29E+01	7.08E+01	2.33E+01	5.92E+01	1.95E+01
4	3.36E+02	1.11E+02	1.53E+02	5.04E+01	1.09E+02	3.58E+01	9.08E+01	2.99E+01
5	5.06E+02	1.66E+02	2.31E+02	7.58E+01	1.64E+02	5.38E+01	1.37E+02	4.49E+01
6	7.66E+02	2.52E+02	3.49E+02	1.15E+02	2.48E+02	8.14E+01	2.07E+02	6.80E+01
7	1.14E+03	3.74E+02	5.19E+02	1.71E+02	3.68E+02	1.21E+02	3.08E+02	1.01E+02
50 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	1.09E+02	3.60E+01	5.03E+01	1.65E+01	3.54E+01	1.16E+01	2.94E+01	9.67E+00
2	1.66E+02	5.48E+01	7.64E+01	2.52E+01	5.38E+01	1.77E+01	4.47E+01	1.47E+01
3	2.42E+02	7.97E+01	1.11E+02	3.66E+01	7.84E+01	2.58E+01	6.51E+01	2.14E+01
4	3.72E+02	1.22E+02	1.71E+02	5.62E+01	1.20E+02	3.96E+01	9.99E+01	3.29E+01
5	5.60E+02	1.84E+02	2.57E+02	8.45E+01	1.81E+02	5.95E+01	1.50E+02	4.94E+01
6	8.48E+02	2.79E+02	3.89E+02	1.28E+02	2.74E+02	9.01E+01	2.28E+02	7.48E+01
7	1.26E+03	4.14E+02	5.79E+02	1.90E+02	4.07E+02	1.34E+02	3.38E+02	1.11E+02
55 Gwd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
1	1.20E+02	3.94E+01	5.53E+01	1.82E+01	3.87E+01	1.27E+01	3.20E+01	1.05E+01
2	1.82E+02	5.99E+01	8.41E+01	2.77E+01	5.88E+01	1.94E+01	4.87E+01	1.60E+01
3	2.65E+02	8.73E+01	1.23E+02	4.03E+01	8.57E+01	2.82E+01	7.09E+01	2.33E+01
4	4.07E+02	1.34E+02	1.88E+02	6.19E+01	1.32E+02	4.33E+01	1.09E+02	3.58E+01
5	6.12E+02	2.01E+02	2.83E+02	9.30E+01	1.98E+02	6.51E+01	1.64E+02	5.38E+01
6	9.28E+02	3.05E+02	4.29E+02	1.41E+02	3.00E+02	9.85E+01	2.48E+02	8.15E+01
7	1.38E+03	4.53E+02	6.37E+02	2.09E+02	4.45E+02	1.46E+02	3.68E+02	1.21E+02

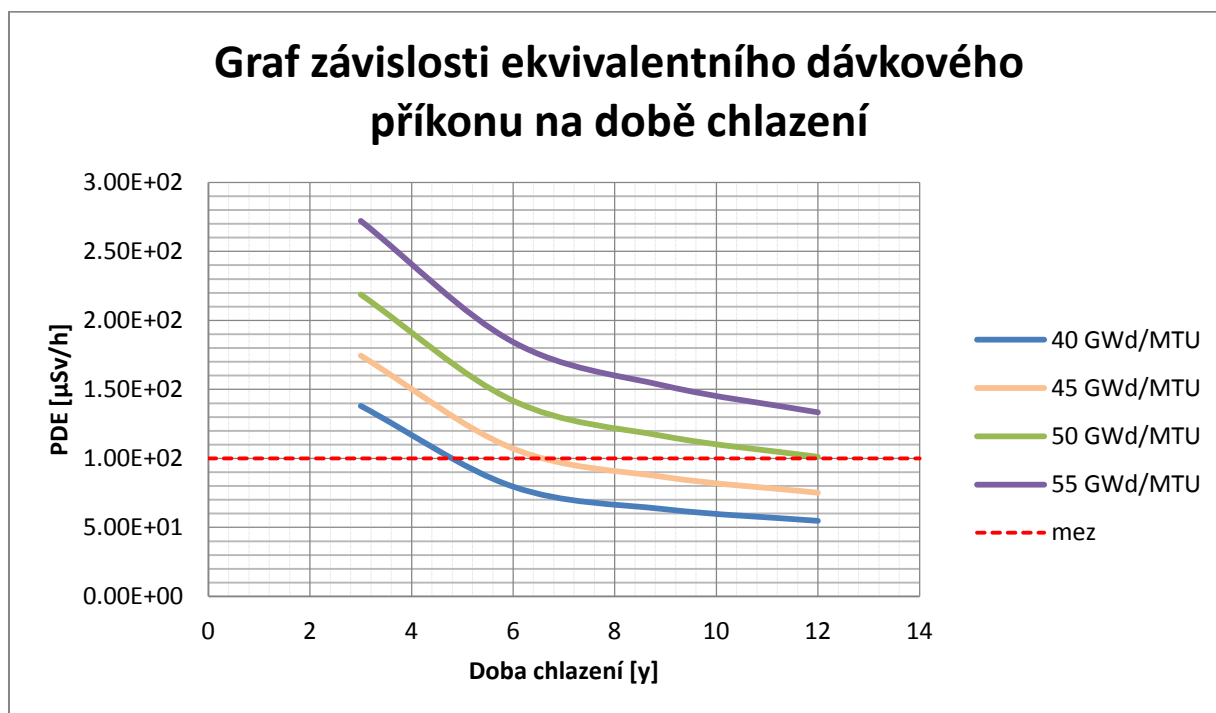
Tabulka 7.12. Hodnoty PDE OS nové koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od primárních fotonů.

40 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	3.33E+02	1.05E+02	2.57E+02	8.10E+01	2.23E+02	7.01E+01	1.98E+02	6.22E+01	
2	3.28E+02	1.05E+02	2.33E+02	7.37E+01	1.98E+02	6.23E+01	1.74E+02	5.50E+01	
3	3.53E+02	1.13E+02	2.29E+02	7.27E+01	1.89E+02	5.98E+01	1.65E+02	5.24E+01	
4	4.27E+02	1.38E+02	2.49E+02	7.96E+01	1.98E+02	6.32E+01	1.72E+02	5.48E+01	
5	5.57E+02	1.81E+02	2.98E+02	9.62E+01	2.30E+02	7.41E+01	1.98E+02	6.37E+01	
6	7.70E+02	2.52E+02	3.86E+02	1.25E+02	2.90E+02	9.40E+01	2.48E+02	8.02E+01	
7	1.09E+03	3.56E+02	5.25E+02	1.71E+02	3.87E+02	1.26E+02	3.29E+02	1.07E+02	
45 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	4.94E+02	1.56E+02	3.97E+02	1.25E+02	3.46E+02	1.09E+02	3.08E+02	9.66E+01	
2	4.64E+02	1.47E+02	3.48E+02	1.09E+02	2.98E+02	9.36E+01	2.64E+02	8.28E+01	
3	4.75E+02	1.52E+02	3.27E+02	1.04E+02	2.74E+02	8.64E+01	2.41E+02	7.59E+01	
4	5.42E+02	1.74E+02	3.36E+02	1.07E+02	2.72E+02	8.63E+01	2.37E+02	7.51E+01	
5	6.78E+02	2.19E+02	3.83E+02	1.23E+02	3.00E+02	9.60E+01	2.59E+02	8.27E+01	
6	9.07E+02	2.95E+02	4.75E+02	1.54E+02	3.60E+02	1.16E+02	3.07E+02	9.90E+01	
7	1.26E+03	4.11E+02	6.25E+02	2.03E+02	4.63E+02	1.50E+02	3.93E+02	1.27E+02	
50 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	7.08E+02	2.23E+02	5.81E+02	1.83E+02	5.09E+02	1.60E+02	4.53E+02	1.42E+02	
2	6.41E+02	2.03E+02	4.98E+02	1.56E+02	4.30E+02	1.35E+02	3.81E+02	1.20E+02	
3	6.29E+02	2.00E+02	4.54E+02	1.43E+02	3.84E+02	1.21E+02	3.39E+02	1.07E+02	
4	6.83E+02	2.19E+02	4.47E+02	1.42E+02	3.67E+02	1.16E+02	3.20E+02	1.01E+02	
5	8.19E+02	2.64E+02	4.88E+02	1.56E+02	3.87E+02	1.23E+02	3.34E+02	1.06E+02	
6	1.06E+03	3.45E+02	5.79E+02	1.87E+02	4.43E+02	1.42E+02	3.79E+02	1.22E+02	
7	1.44E+03	4.70E+02	7.39E+02	2.40E+02	5.50E+02	1.78E+02	4.66E+02	1.51E+02	
55 Gwd/MTU		3 roky		6 let		9 let		12 let	
Varianta	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	
1	9.78E+02	3.08E+02	8.15E+02	2.56E+02	7.16E+02	2.25E+02	6.37E+02	2.00E+02	
2	8.63E+02	2.72E+02	6.87E+02	2.16E+02	5.97E+02	1.87E+02	5.29E+02	1.66E+02	
3	8.19E+02	2.60E+02	6.13E+02	1.93E+02	5.23E+02	1.64E+02	4.62E+02	1.45E+02	
4	8.53E+02	2.72E+02	5.83E+02	1.84E+02	4.84E+02	1.52E+02	4.24E+02	1.33E+02	
5	9.85E+02	3.17E+02	6.13E+02	1.95E+02	4.92E+02	1.56E+02	4.27E+02	1.35E+02	
6	1.23E+03	3.99E+02	6.99E+02	2.25E+02	5.41E+02	1.73E+02	4.64E+02	1.48E+02	
7	1.64E+03	5.33E+02	8.66E+02	2.80E+02	6.50E+02	2.10E+02	5.51E+02	1.78E+02	

Tabulka 7.13. Hodnoty PDE OS nové koncepce v  $\mu\text{Sv/h}$  od všech zdrojů.



Pro názornost je zde uveden také graf závislosti PDE ve 2 m na době chlazení. Do grafu jsou vybrána data 4. varianty čili varianty, ve které je stejný obsah průřezu PE jako u předešlé, klasické koncepce. V grafu je červeně vyznačena zákonem daná mez 100  $\mu\text{Sv/h}$ .



Obr. 7.13. Graf závislosti celkového ekvivalentního dávkového příkonu na době chlazení PJP.

### Zhodnocení

Z předchozích tabulek a grafu je vidět, že OS nové koncepce je použitelný pro PS s přibližnou střední mírou vyhoření 50 GWd/MTU s předešlým 12 ročním chlazením. Ekvivalentní dávkový příkon zde vyšel 101  $\mu\text{Sv/h}$ , čili 1  $\mu\text{Sv/h}$  nad dovolenou mezí. Střední míra vyhoření PS, které by bylo možné do OS zavést, by tedy byla nepatrně menší.

Po srovnání grafů klasické a nové koncepce je zřejmé, že kontejnery mají při stejném obsahu průřezu PE při různých podmínkách rozdílné stínící schopnosti.

Přesnějším výpočtem za pomoci knihoven vydatnosti zdrojů pro dané palivo lze dopočítat, že maximální střední míra vyhoření PJP, které je možno do OS uložit, je po 3 letech chlazení 33 125 MWd/MTU při PDE 99.6  $\mu\text{Sv/h}$ , kde dávka od zdroje neutronů a sekundárních fotonů tvoří 1.76E+01  $\mu\text{Sv/h}$  této hodnoty, od zdroje primárních fotonů pak 8.20E+01. Ke splnění podmínky podílu obou složek rovnému jedné by se do OS muselo zavést palivo o vyhoření větším, neboť podíl primárních fotonů s rostoucím vyhořením klesá, z důvodu navýšení dávky ve 2 m na 2.649E+02  $\mu\text{Sv/h}$  je to však nepřijatelné.

Maximální střední míra vyhoření PJP, které je možno do OS uložit, po 6 letech chlazení pak vychází 43 750 MWd/MTU při PDE 9.95E+01  $\mu\text{Sv/h}$ , kde dávka od zdroje neutronů a sekundárních fotonů tvoří 5.05E+01  $\mu\text{Sv/h}$  této hodnoty, od zdroje primárních fotonů pak 4.90E+01  $\mu\text{Sv/h}$ . Jak je vidět, podíl obou složek je přibližně roven jedné, což naznačuje optimálně navržený stínící systém pro dané podmínky.

Jak lze vidět z tabulky 7.13, u prvních dvou hodnot míry vyhoření (40 a 45 GWd/MTU) vycházely v některých případech první 3 varianty, které mají obsah průřezu PE menší než klasická koncepce, příznivěji než varianta 4, která má stejný obsah průřezu PE vložky jako klasická koncepce. Z důvodu pevného vnějšího průměru OS se při zmenšujícím se obsahu průřezu PE vložky zvětšuje tloušťka oceli – zvětšuje se tloušťka fotonového stínění. Jelikož se na celkovém PDE podílí u zmíněných variant větší mírou dávka od primárních fotonů než dávka od neutronů, není potřeba osazovat šasi kontejneru příliš tlustou PE vložkou – neutronovým stíněním, ale na její úkor spíše zvýšit tloušťku stínění fotonového – oceli.

## 7.6 Srovnání nové koncepce s koncepcí klasickou

Následná podkapitola se věnuje porovnání výsledků dvou výše diskutovaných koncepcí. Porovnání je provedeno za pomoci názorných grafů a slovních hodnocení. V závěru kapitoly je pak uvedena použitelnost obou systémů, a to z hlediska doby předešlého chlazení a z hlediska vyhoření zaváženého PJP.

Následná tabulka 7.14 ukazuje přehledné porovnání PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  obou koncepcí. Porovnávají jsou varianty se stejným obsahem průřezu PE vrstvy.

40 GWd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
Klasická	3.56E+02	1.13E+02	2.32E+02	7.28E+01	1.92E+02	5.99E+01	1.68E+02	5.25E+01
Nová	4.27E+02	1.38E+02	2.49E+02	7.96E+01	1.98E+02	6.32E+01	1.72E+02	5.48E+01
45 GWd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
Klasická	4.80E+02	1.52E+02	3.32E+02	1.04E+02	2.79E+02	8.67E+01	2.45E+02	7.62E+01
Nová	5.42E+02	1.74E+02	3.36E+02	1.07E+02	2.72E+02	8.63E+01	2.37E+02	7.51E+01
50 GWd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
Klasická	6.38E+02	2.00E+02	4.63E+02	1.44E+02	3.92E+02	1.22E+02	3.46E+02	1.07E+02
Nová	6.83E+02	2.19E+02	4.47E+02	1.42E+02	3.67E+02	1.16E+02	3.20E+02	1.01E+02
55 GWd/MTU	3 roky		6 let		9 let		12 let	
	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu	Povrch OS	2 m od povrchu
Klasická	8.32E+02	2.60E+02	6.25E+02	1.94E+02	5.34E+02	1.65E+02	4.72E+02	1.46E+02
Nová	8.53E+02	2.72E+02	5.83E+02	1.84E+02	4.84E+02	1.52E+02	4.24E+02	1.33E+02

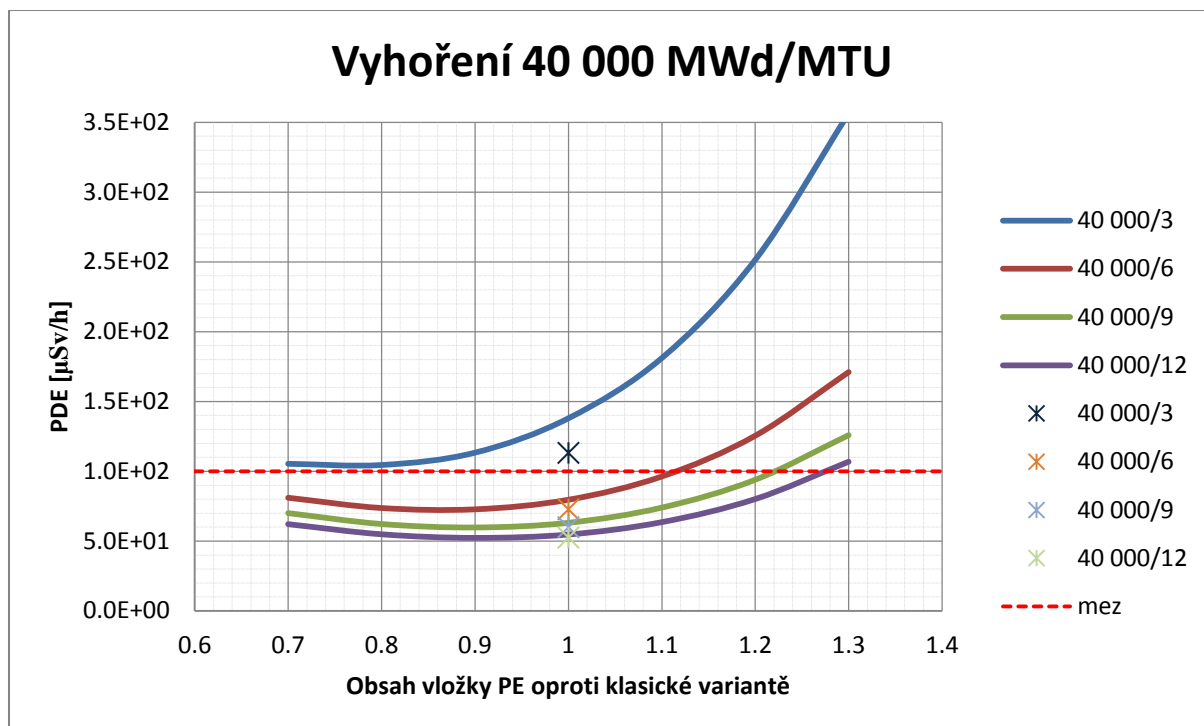
Tabulka 7.14. Porovnání PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  obou koncepcí ve variantě se stejným obsahem průřezu PE vložky.

Tabulka ukazuje, že klasická koncepce se v porovnání se 4. variantou nové koncepce uplatňuje více u nižších hodnot vyhoření s kratší dobou chlazení. Přesněji, u vyhoření 40 GWd/MTU vycházela klasická koncepce u všech zvolených dob předešlého chlazení lépe. Závazné mezi 100  $\mu\text{Sv/h}$  v daném případě nevyhovovala u obou koncepcí pouze zvolená doba předešlého chlazení 3 roky.

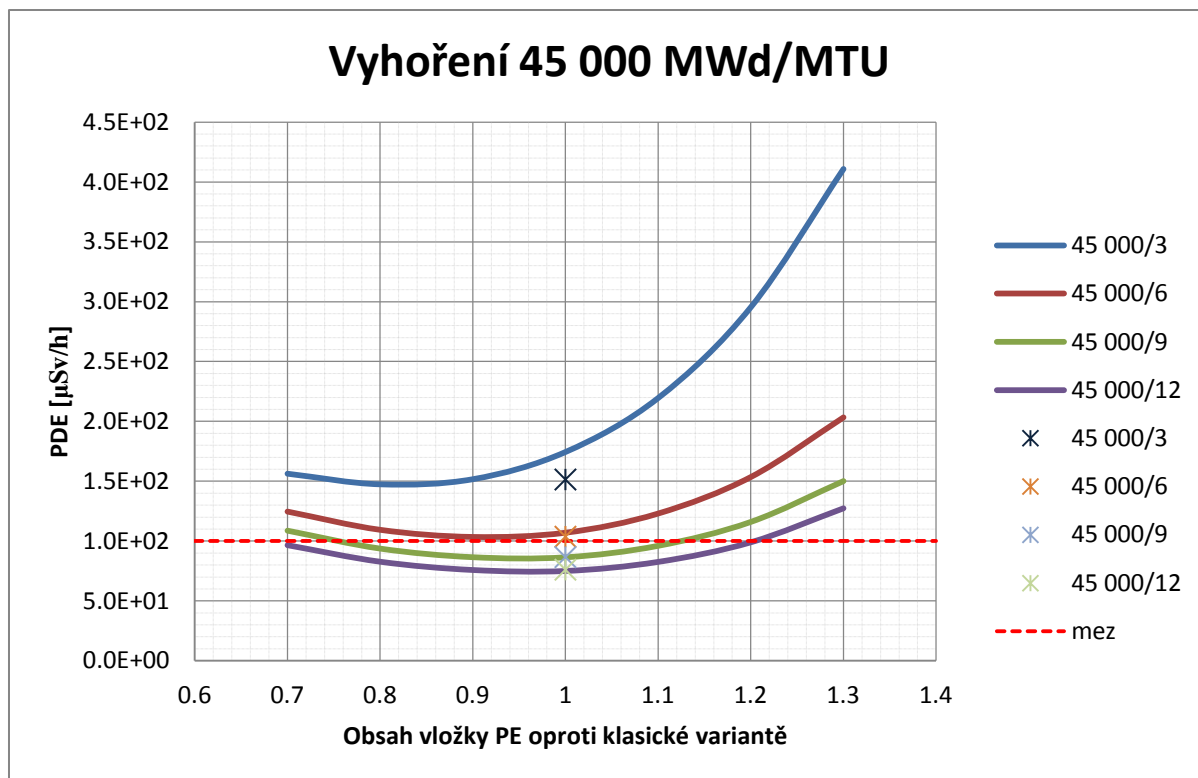
Při vyhoření 45 GWd/MTU se klasická koncepce uplatňuje více již jen s předešlým chlazením 3 a 6 let. Hodnoty PDE však přesahují maximální možnou mez, není tedy k použití žádná z koncepcí v případě tohoto vyhoření s danými dobami předešlého chlazení. Při předešlém chlazení 9 a 12 let vychází příznivěji koncepce nová, a to s rozdílem jednotek  $\mu\text{Sv/h}$ . Daným mezím vyhovují obě varianty.

Při vyhoření 50 a 55 GWd/MTU vychází klasická koncepce příznivěji pouze s předchozím 3 ročním chlazením, hodnoty však maximální mez překračují ve velké míře. S víceletým předešlým chlazením se jeví nová koncepce účinnější. Ani jedna koncepce však ani po 12 ročním předešlém chlazení nevyhovuje zadaným mezím. Dá se ale předpokládat, že s předešlým chlazením delším než 12 let se obě varianty při střední míře vyhoření 50 GWd/MTU pod danou mez dostanou, dále se dá také předpokládat, že koncepce nová se bude ocitat na hodnotách PDE nižších než koncepce klasická.

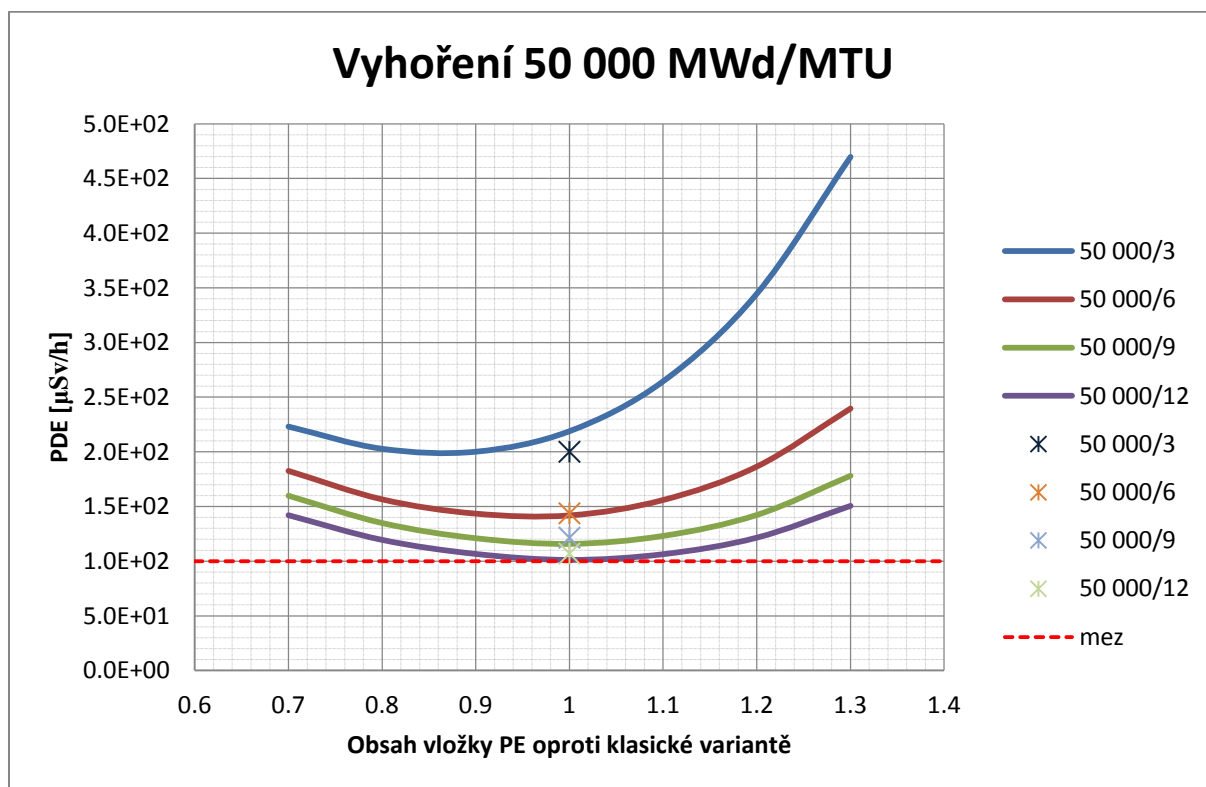
Následující obrázky obsahují grafy závislosti PDE na obsahu průřezu vložky PE. V grafech je červeně vyznačena závazná mez 100  $\mu\text{Sv/h}$ . Klasickou koncepcí zastupují v grafech jednotlivé body (v grafech označeno křížky), a to z důvodu provedení pouze jedné varianty. Parametrem jednotlivých grafů jsou stejné míry vyhoření v MWd/MTU a rozdílné roky předešlého chlazení.



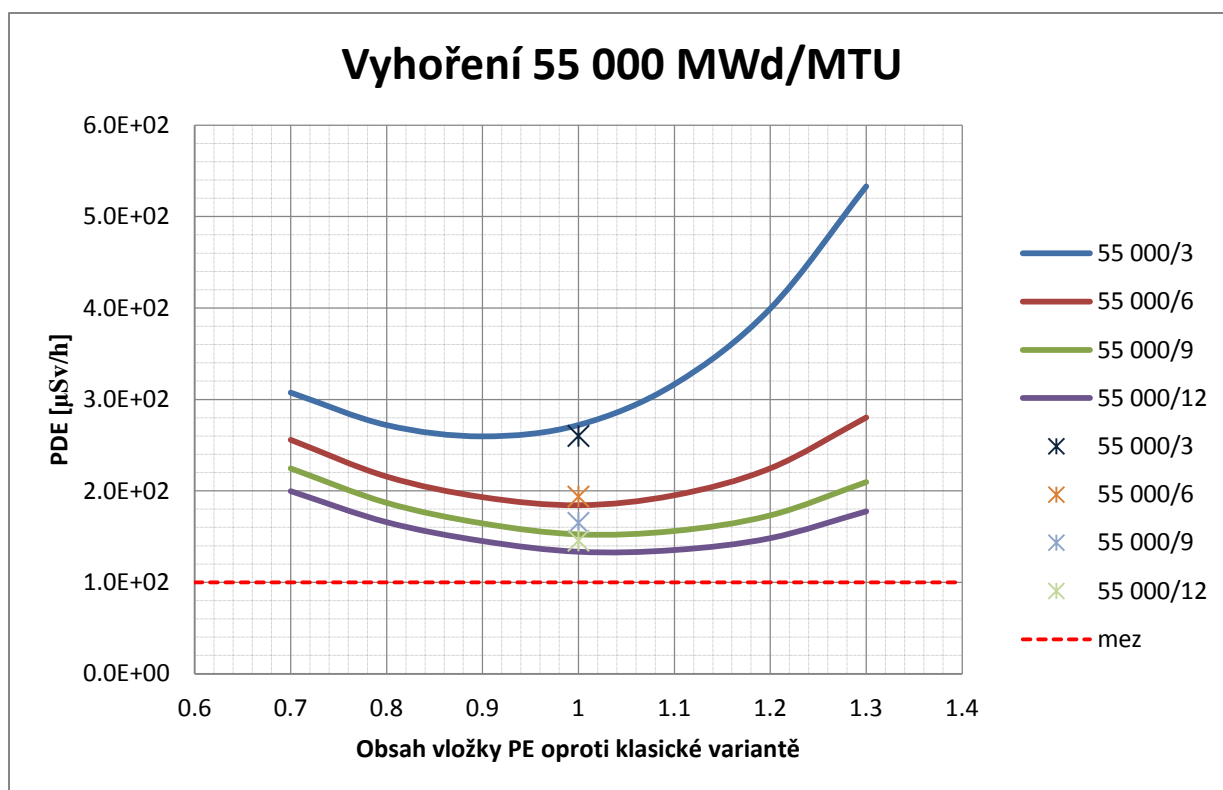
Obr. 7.14. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 40 GWd/MTU.



Obr. 7.15. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 45 GWd/MTU.



Obr. 7.16. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 50 GWd/MTU.



Obr. 7.17. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro vyhoření 55 GWd/MTU.

#### Zhodnocení

Z grafů a tabulky 7.13 je zřejmé, že varianty 2 a 3 nové koncepce v případě vyhoření 40 a 45 GWd/MTU vycházejí v některých případech lépe než varianta střední – s obsahem průřezu PE stejným jako u klasické koncepce. Hodnoty PDE těchto variant jsou však srovnatelné s hodnotami koncepce klasické.

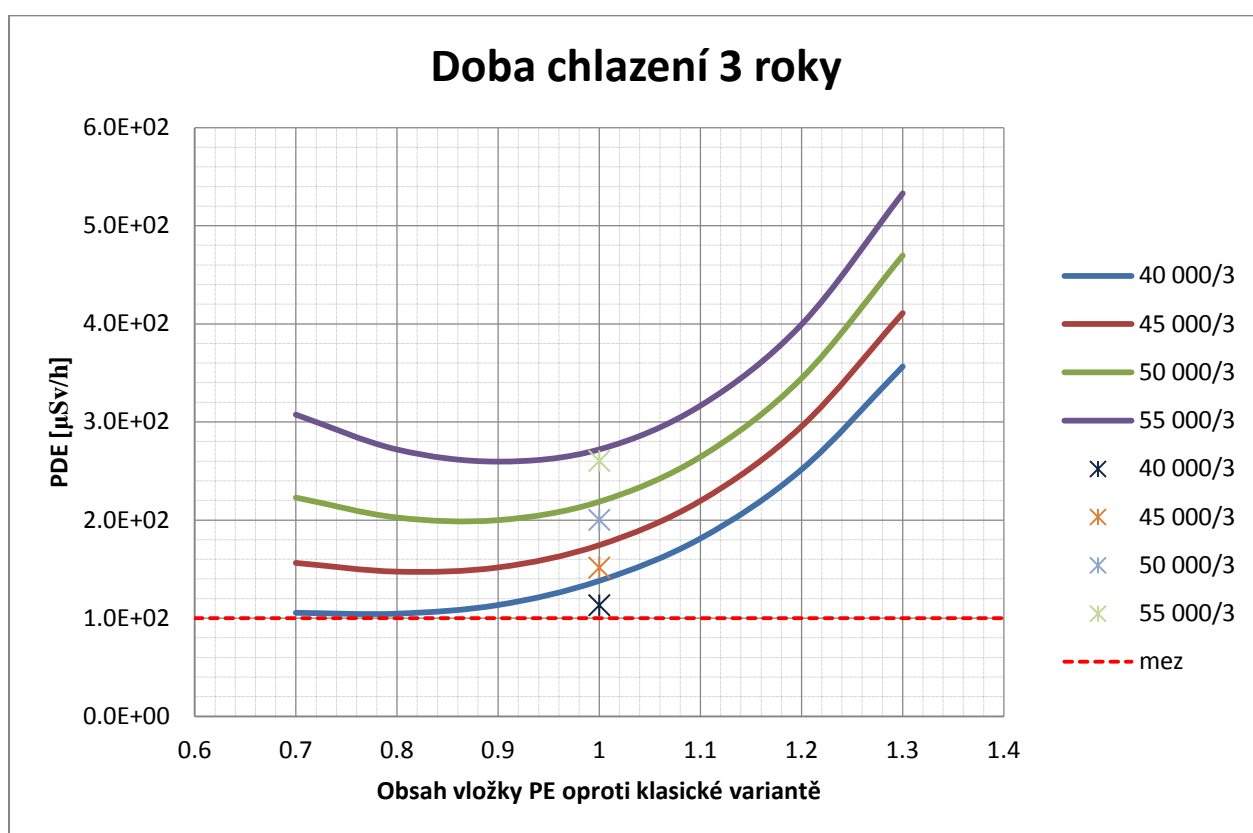
Při vyhoření 40 GWd/MTU vychází 2. varianta lépe v případě 3, 6 a 9 ročního předešlého chlazení, varianta 3 pak vychází lépe u všech zvolených případů předešlého chlazení. Závazné mezi 100  $\mu\text{Sv/h}$  nevyhovují zmíněné varianty pouze v případě 3 ročního předešlého chlazení.

Při vyhoření 45 GWd/MTU vychází 2. varianta lépe již pouze při 3 letech předešlého chlazení, varianta 3 vychází lépe při 3 a 6 letech předešlého chlazení. Ani jedna z hodnot PDE však v těchto případech nevyhovuje dané mezi.

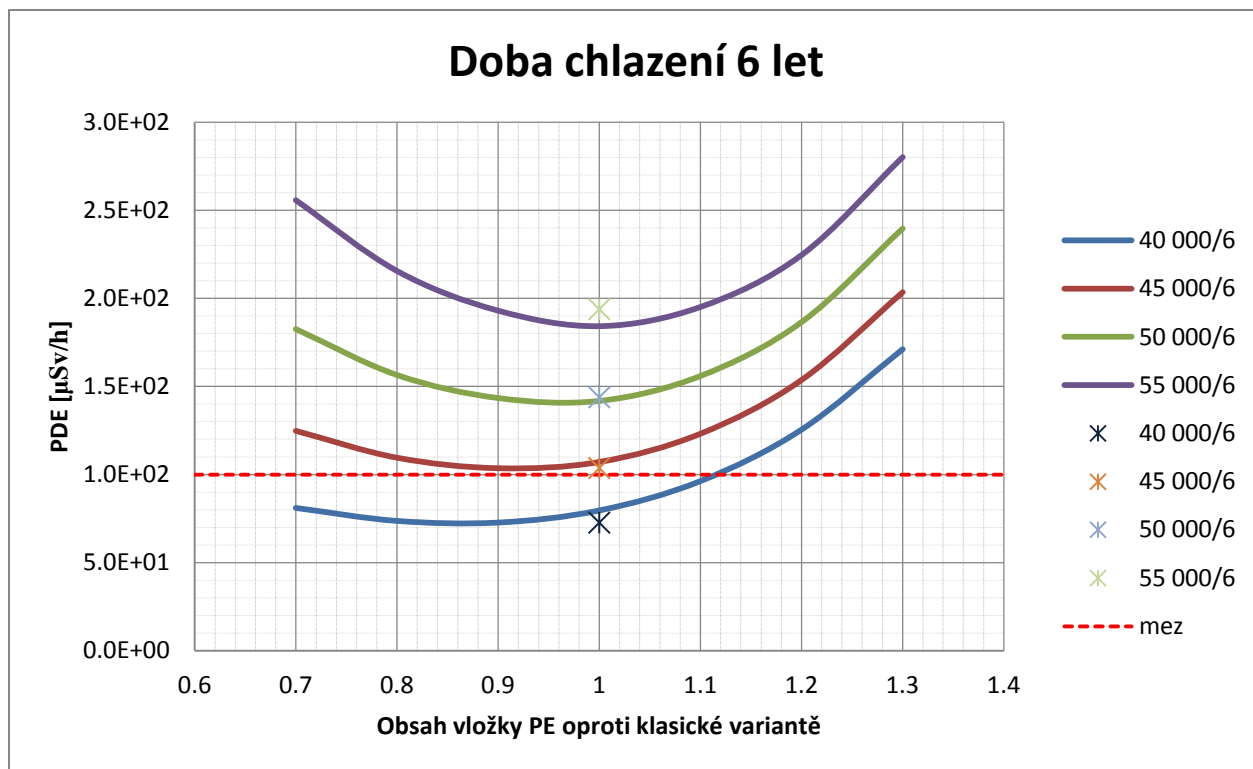
V případě vyhoření 50 a 55 GWd/MTU se již hodnotám PDE klasické koncepce vyrovnávají hodnoty varianty střední. K uložení PJP s takto vysokým vyhořením by však bylo potřeba doby chlazení u obou koncepcí znatelně delší.

Pro doby chlazení okolo 9 let, které budou převážně použity při zavážení OS, lze pozorovat vliv předpokladu pevného vnějšího průměru OS. Za tohoto předpokladu je každé přidání neutronového stínění (PE) doprovázeno zeslabením fotonového stínění (ocel). Z tohoto důvodu lze lokalizovat minima křivek závislosti PDE na obsahu PE vrstvy. S možností změny vnějšího průměru OS by bylo možné minima odstranit, a to v souvislosti s optimalizací designu stínění – bylo by možné dosáhnout stejného podílu neutronů a fotonů na celkovém PDE.

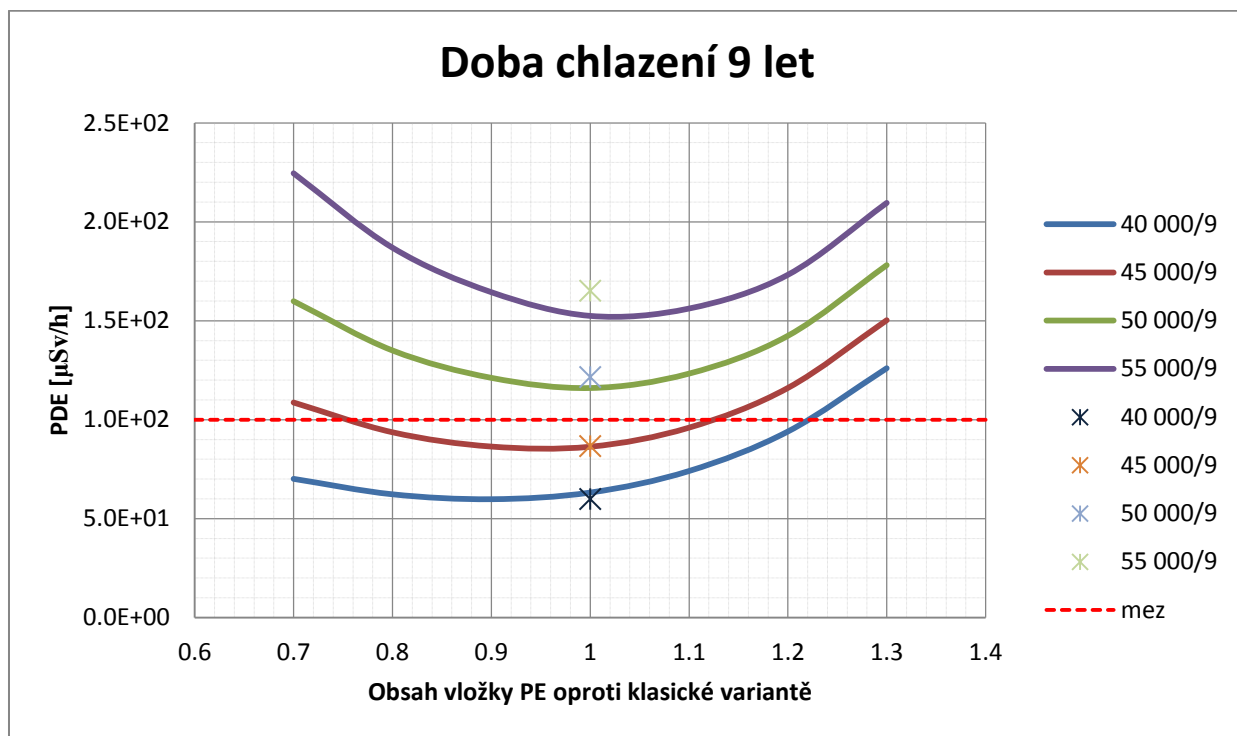
Následné obrázky zobrazují grafy závislosti PDE na obsahu průřezu PE vrstvy, parametrem je stejná doba předešlého chlazení v rocích a rozdílná střední míra vyhoření v MWd/MTU. V grafech je červeně vyznačena závazná mez 100  $\mu\text{Sv/h}$ . Klasickou koncepci zastupují v grafech jednotlivé body (v grafech označeno křížky), a to z důvodu provedení pouze jedné varianty.



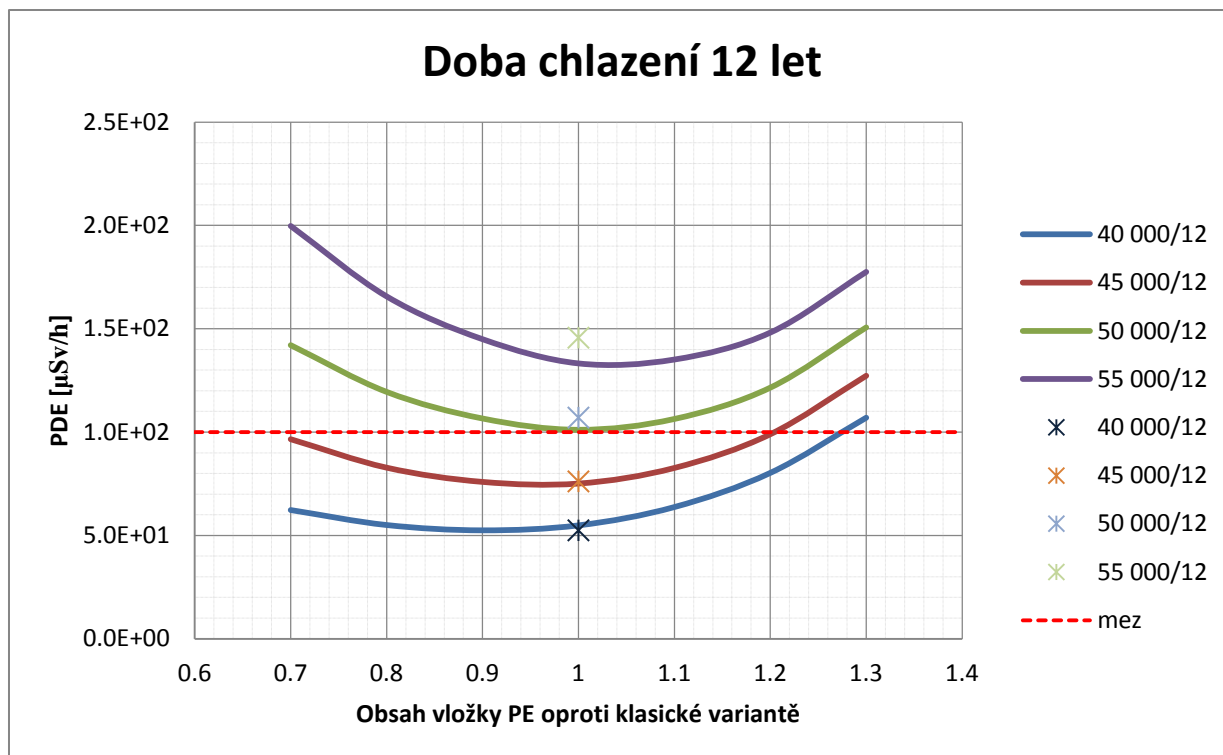
Obr. 7.18. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 3 roky.



Obr. 7.19. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 6 let.



Obr. 7.20. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 9 let.



Obr. 7.21. Graf závislosti PDE na obsahu průřezu PE vložky oproti klasické variantě pro předešlou dobu chlazení 12 let.

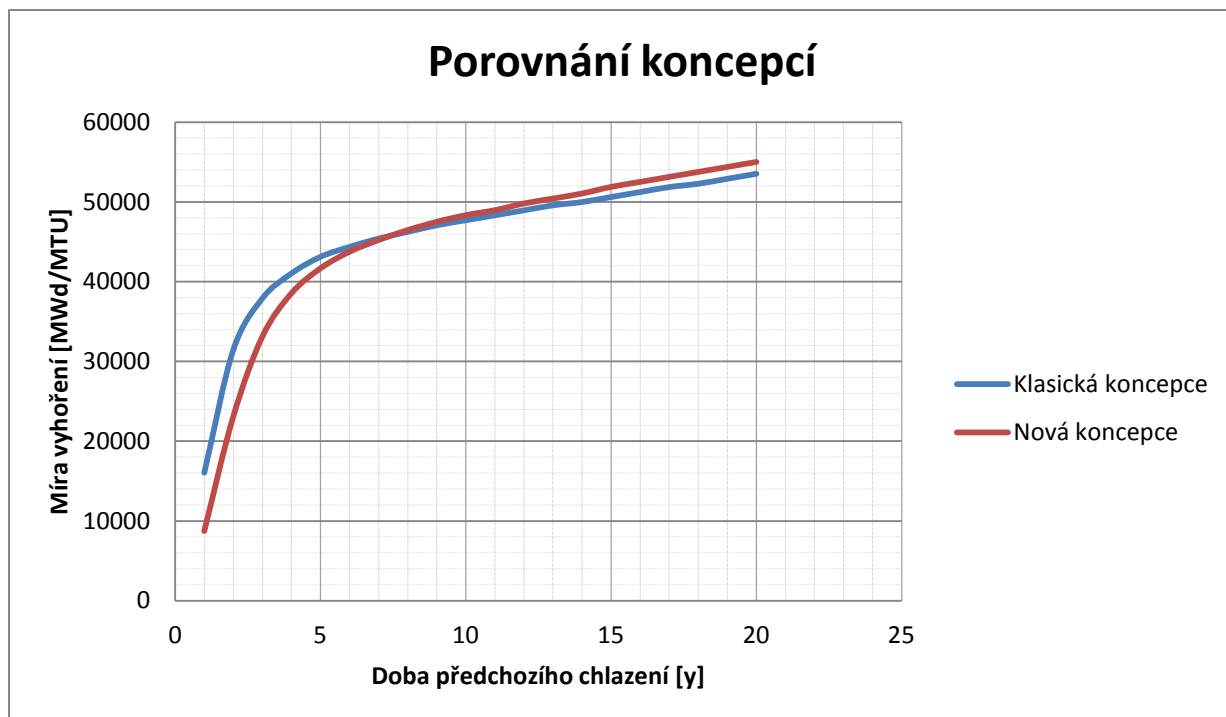
### Zhodnocení

Z předchozích grafů je vidět, že s předešlým 3 ročním chlazením není možné uložit do OS palivový soubor s žádnou vybranou hodnotou vyhoření. Ve zhodnocení kapitol 7.4 a 7.5 byly maximální možné míry vyhoření obou koncepcí diskutovány. Při předešlém 3 i 6 ročním chlazení vycházely hodnoty maximálního možného vyhoření paliva, které by mohlo být do OS uloženo, vyšší u koncepce klasické. U klasické koncepce vycházela maximální míra vyhoření při 3 letech předešlého chlazení 37 916 MWd/MTU, u nové 33 125 MWd/MTU. Při 6 letech předešlého chlazení tyto hodnoty byly pak u klasické koncepce 44 375 MWd/MTU a u nové 43 750 MWd/MTU. Z důvodu značného přiblížení těchto hodnot po 6 letech chlazení lze soudit, že s delším intervalem chlazení poroste více i maximální možná míra vyhoření paliva, které by mohlo být uloženo, u koncepce nové než u koncepce stávající. Porovnávány byly varianty se stejným obsahem průřezu PE vložky.

Z grafů je také zřejmé, že dávka od všech zdrojů postupně klesá se zvyšující se dobou předešlého chlazení. K uložení paliva o střední míře vyhoření 40 GWd/MTU postačuje 6 roční chlazení, palivo o střední míře vyhoření 45 GWd/MTU je potřeba chladit let devět. Palivo o střední míře vyhoření 50 a 55 GWd/MTU by potřebovalo chladit více než 12 let.

V následujícím obrázku je uveden graf závislosti maximální míry vyhoření palivového souboru, který je možné do OS uložit, na době předchozího chlazení. Pro přesnější určení je dále uvedena tabulka těchto hodnot.





Obr. 7.22. Graf závislosti maximální míry vyhoření použitelného PS na předchozí době chlazení.

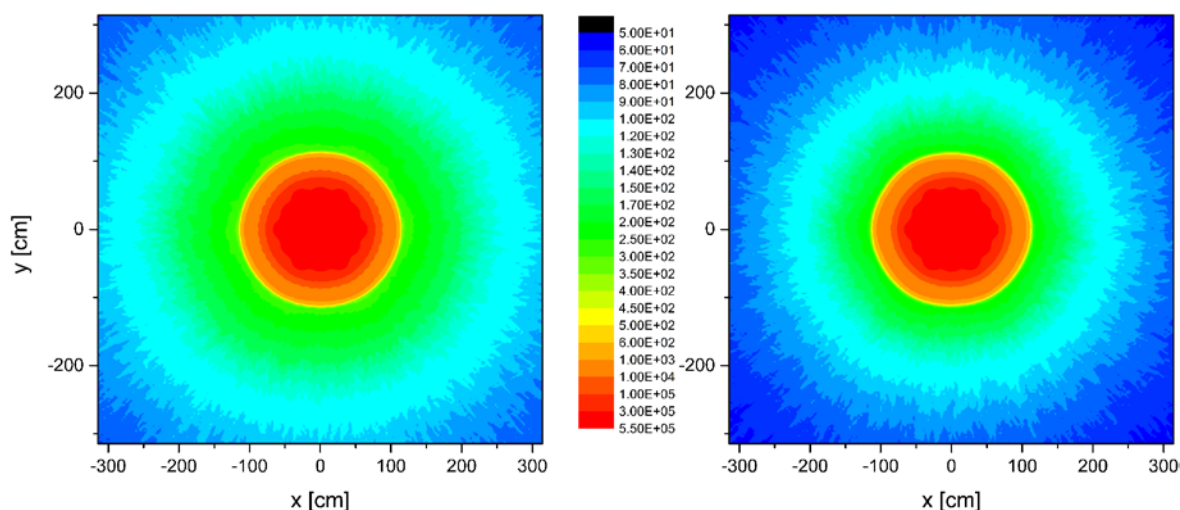
Roky chlazení	Koncepce	
	Klasická	Nová
1	1.6042E+04	8.7500E+03
2	3.1458E+04	2.3125E+04
3	3.7917E+04	3.3125E+04
4	4.1042E+04	3.8542E+04
5	4.3125E+04	4.1667E+04
6	4.4375E+04	4.3750E+04
7	4.5417E+04	4.5208E+04
8	4.6250E+04	4.6458E+04
9	4.7083E+04	4.7500E+04
10	4.7708E+04	4.8333E+04
11	4.8333E+04	4.8958E+04
12	4.8958E+04	4.9792E+04
13	4.9583E+04	5.0417E+04
14	5.0000E+04	5.1042E+04
15	5.0625E+04	5.1875E+04
16	5.1250E+04	5.2500E+04
17	5.1875E+04	5.3125E+04
18	5.2292E+04	5.3750E+04
19	5.2917E+04	5.4375E+04
20	5.3542E+04	5.5000E+04

Tabulka 7.15. Maximální možné vyhoření PS v MWd/MTU, které je možné uložit do OS.

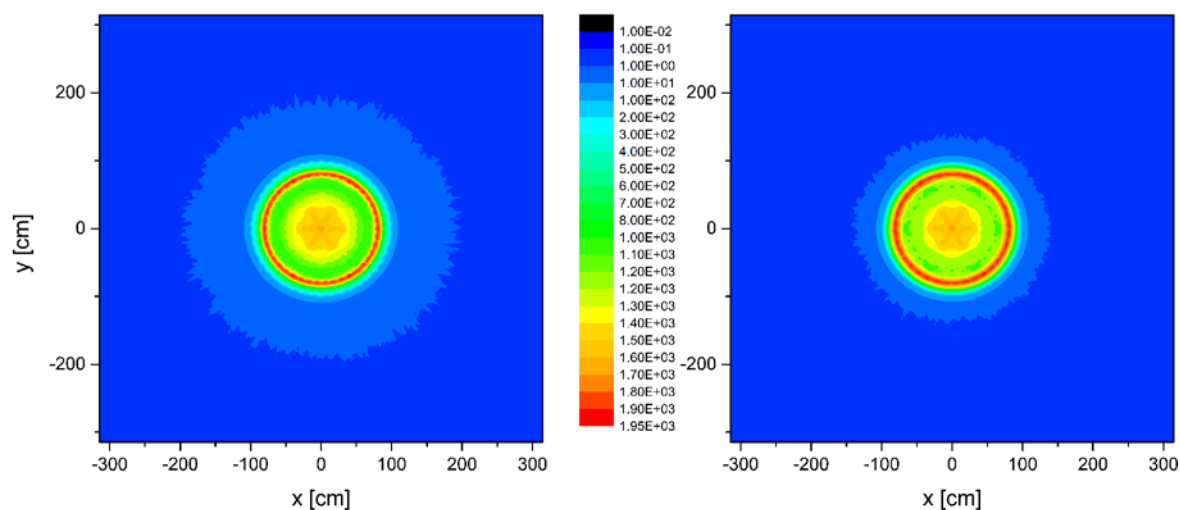
Srovnání bylo provedeno mezi klasickou koncepcí a novou koncepcí ve 4. variantě. Z tabulky a grafu je zřejmé, že použití klasické varianty je výhodnější do 7.5 let předchozího chlazení. Po 9 letech chlazení je možné uložit v OS nové koncepce PS s vyhořením o 1 % vyšším než u koncepce klasické, po 14 letech chlazení je maximální možné vyhoření nové koncepce o 2 % vyšší než u klasické koncepce.

Předpokládané palivo, které se bude do kontejneru ukládat, bude mít rozdílné parametry, jako typické lze určit palivo s chlazením 9 let a mírou vyhoření 50 GWd/MTU. Z tabulky 7.14 je zřejmé, že výhodnější je v tomto případě koncepce nová, kde PDE od všech zdrojů ve 2 m od povrchu OS vychází 116  $\mu\text{Sv/h}$ , u koncepce klasické vychází 122  $\mu\text{Sv/h}$ .

Následující obrázky graficky zobrazují příkon dávkového ekvivalentu v okolí kontejnerů obou koncepcí ve formě tzv. dávkové mapy. Vlevo je uvedena koncepce klasická, vpravo pak nová ve 4. variantě. Hodnoty PDE jsou přepočítány pro palivo o vyhoření 50 GWd/MTU s předešlým 9 ročním chlazením. Na obrázku 7.23 je graficky vyobrazen PDE v  $\mu\text{Sv/h}$  od neutronů, na obrázku 7.24 od sekundárních fotonů.



Obr. 7.23. Grafické vyobrazení PDE od neutronů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová.

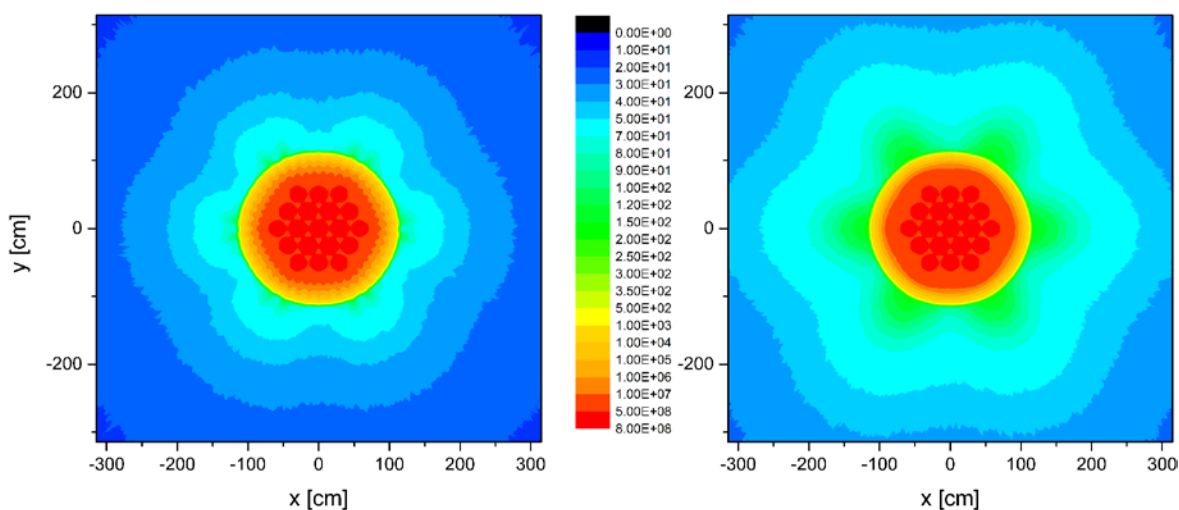


Obr. 7.24. Grafické vyobrazení PDE od sekundárních fotonů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová.

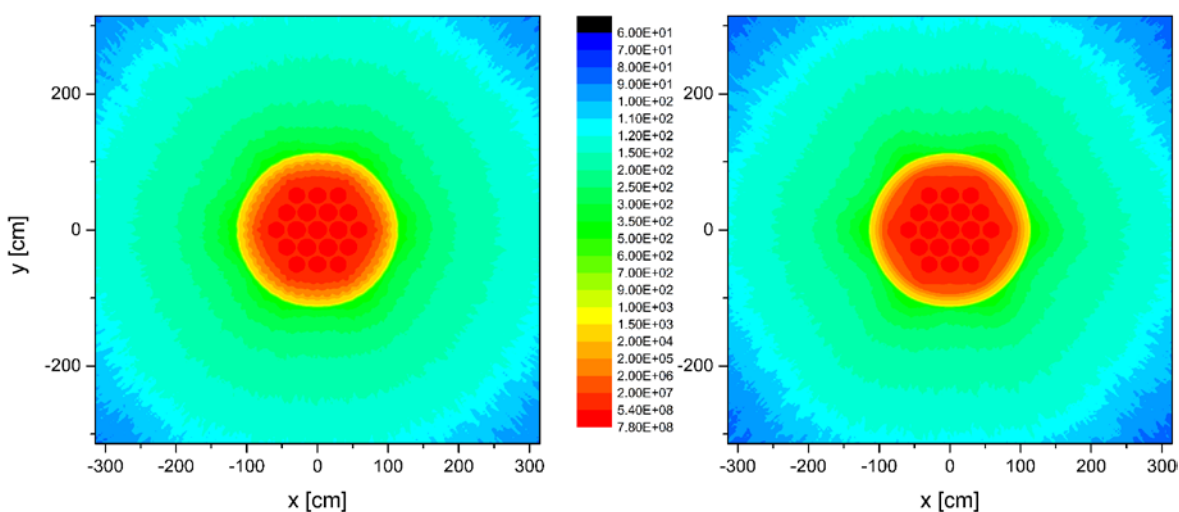
Jak lze na obrázku 7.23 vidět, koncepce nová má účinnější stínění neutronů než koncepce klasická, a to dle vyzařovaného PDE. Dále si lze všimnout, že vnitřek kontejneru působí jednotně – nelze rozeznat jednotlivé PS. Je to způsobeno tím, že koš vestavby je z hliníku, jehož účinné průřezy pro absorpci a rozptyl neutronů jsou velmi nízké – neutrony se v něm příliš nezpomalují a ani neabsorbují.

Na obrázku 7.24 lze pozorovat maximální výskyt sekundárních fotonů. Ten se nachází v oceli v blízkosti PE vrstvy, neboť sekundární fotony zde vznikají hlavně neutronovým zachytem na železe po předchozím zpomalení v PE vrstvě. Fotony mají nízkou energii, jsou rychle utlumeny a na výsledné PDE nemají téměř žádný vliv. Dále lze pozorovat, že PDE od sekundárních fotonů vychází u klasické koncepce vyšší.

Následný obrázek 7.25 graficky reprezentuje PDE od primárních fotonů, obrázek 7.26 PDE celkové – od všech zdrojů.



Obr. 7.25. Grafické vyobrazení PDE od primárních fotonů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová.



Obr. 7.26. Grafické vyobrazení PDE od všech zdrojů. Vlevo je koncepce klasická, vpravo nová.

Z obrázku 7.25 vyplývá, že koncepce klasická má účinnější naopak stínění primárních fotonů. Charakteristický tvar květiny je způsoben geometrickým uspořádáním palivových souborů. Výběžky vznikají u každého z vrcholů šestihrného koše na PS. Hlavním důvodem však je použití uniformního závážky paliva – vyhoření je ve všech bodech stejné, ke které bylo přistoupeno pro případ výpočtu v předložené práci. Ve skutečnosti se tomuto jevu předchází uspořádáním palivových souborů do tzv. pozičních skupin, kdy se po obvodu umísťují PS s vyhořením nižším, čímž se následně podaří docílit optimálního rozložení PDE v OS. Jak jde dále vidět, na obrázku lze rozeznat jednotlivé PS, důvodem je koš na PS vyrobený z hliníku, jenž částečně zpomaluje a absorbuje fotony.

Na obrázku 7.26 je graficky znázorněno PDE od všech zdrojů. Z předloženého obrázku nelze přesně stanovit, který z kontejnerů je z hlediska účinnosti stínění výhodnější. Jde si však všimnout, že rozložení PDE je u koncepce klasické o něco málo příhodnější – u koncepce nové jsou u každého z vrcholů šestihrné vestavby viditelné mírné nepravidelnosti.

## Závěr

V práci je shrnuta problematika transportu a skladování použitého jaderného paliva. První kapitoly se postupně zabývají úvodem do dané problematiky, kde je vysvětleno, jak použité jaderné palivo vzniká, a to včetně jeho definice, popisem dnes používaných technologií v oblasti transportu a skladování, dále jsou přiblíženy vybrané koncepce současně vyráběných obalových souborů, kde obalovým souborům používaným v ČR jsou věnovány kapitoly rozsáhlejší. Ve čtvrté kapitole, uzavírající teoretickou část této práce, je uveden výčet požadavků na transport a skladování.

Hlavním cílem předložené práce však bylo navržení a ověření výpočtem nové koncepce obalového souboru. K porovnání byl proveden výpočet i koncepce, jejíž rozměry a materiálové složení vycházely z již vyráběných a používaných kontejnerů na použité jaderné palivo. Pátá až sedmá kapitola se nejprve zabývá teorií stínění, kde jsou popsány jaderné reakce, se kterými se v problematice stínění přichází do styku, dále jsou zde vypsány možné účinky jednotlivých radioaktivních částic v hmotě. V kapitolách jsou také uvedeny vlastnosti materiálů, které se ke stínění používají, a to ocel ke stínění gama záření a polyetylen ke stínění neutronů. Problémem gama záření a toku neutronů je nemožnost jejich úplného odstranění, možné je pouze je utlumit. Jelikož použité jaderné palivo produkuje oba druhy radiace, je nutné nalézt správnou konzistenci materiálového složení potřebného k jejich utlumení pod dovolené meze. Dalším důvodem hledání optimálního materiálového složení jsou, jako tomu už bývá, vynaložené finance. Důsledkem zmíněného je provádění výpočtů pomocí speciálních výpočetních kódů.

V kapitolách jsou dále popsány používané výpočetní metody spolu s popisem Monte Carlo simulace transportu záření, již je pro výpočet v této práci využito. Přesněji je v práci použita neanalogová Monte Carlo simulace s metodou váhových oken. Daná simulace byla provedena pomocí statistického kódu MCNP.

Analogová simulace, jež popisuje přesné fyzikální děje, byla pomocí konceptu váhy simulovaných částic (zachování hustoty toku částic) při výpočtu nahrazena neanalogovou simulací. Tímto se nepopisují přesně fyzikální děje, je zde však zachována odezva detektoru současně se snížením výpočetní doby a statistické chyby.

Pro provedení výpočtu bylo společností ŠKODA JS poskytnuto geometrických rozměrů a materiálových složení počítaných obalových souborů. První počítaná koncepce vycházela z charakteristiky obalového souboru CASTOR 1000/19, kde některé rozměry byly mírně poupraveny. Ke druhé koncepci bylo předloženo pouze geometrického uspořádání s přibližnými rozměry. Zavážka paliva byla předpokládána uniformní – míra vyhoření v každém bodě stejná.

Geometrická struktura koncepce nové byla namodelována v celkem 7 různých variantách, a to z důvodu jejich dosud neprozkoumaných stínících vlastností. Varianty se od sebe liší v obsahu průřezu polyetylenové vrstvy, kde střední varianta má obsah průřezu PE vrstvy totožný s koncepcí klasickou. Vnitřní poloměr PE vrstvy je u všech variant stejný.

Vnější poloměr byl měněn v závislosti na celkovém obsahu průřezů PE tyčí klasické varianty. Obsahy byly voleny:  $0.7S_{PE}$ ,  $0.8S_{PE}$ ,  $0.9S_{PE}$ ,  $1.0S_{PE}$ ,  $1.1S_{PE}$ ,  $1.2S_{PE}$ ,  $1.3S_{PE}$  klasické koncepce.

Druhá a třetí z variant nové koncepce vyšly v některých případech lépe než varianta střední – s obsahem průřezu PE stejným jako u klasické koncepce. Hodnoty PDE těchto variant jsou však srovnatelné s hodnotami koncepce klasické. K zmíněnému docházelo při zvolených mírách vyhoření 40 a 45 GWd/MTU, a to za předpokladu 3 až 9 ročního předešlého chlazení. Varianty ostatní se neosvědčily. Důvodem byl pevný vnější průměr OS, kdy na úkor tloušťky PE vrstvy byla zeslabována či zesilována tloušťka ocelové stěny. S možností změny vnějšího průměru OS, a tím i změny tloušťky ocelové stěny, která je hlavním stínícím prostředkem gama záření, by bylo možné dosáhnout výsledků příznivějších, neboť hlavním důvodem vyšších hodnot PDE byl právě podíl primárních fotonů, a to zejména u variant s obsahem průřezu PE vyšším (menší tloušťka ocelové stěny) než u koncepce klasické.

Předpokládané palivo, které se bude do kontejneru ukládat, bude mít rozdílné parametry, jako typické lze určit palivo s chlazením 9 let a mírou vyhoření 50 000 MWd/MTU.

Srovnáním koncepce klasické a nové ve střední variantě (o stejném obsahu průřezu PE vrstvy) za výše uvedených podmínek bylo dosaženo závěru, že výhodnější je v tomto případě koncepce nová, kde PDE od všech zdrojů ve 2 m od povrchu OS je roven  $116 \mu\text{Sv/h}$ , u koncepce klasické pak  $122 \mu\text{Sv/h}$ . Nová koncepce tak vychází o cca 5% lépe. Z důvodu uniformní závážky vycházely hodnoty nad stanovenou mezí  $100 \mu\text{Sv/h}$ . Využitím pozičních skupin a vhodnějšího uspořádání PS by se však dané meze dosáhlo.

Dalším porovnáním výše zmíněných bylo stanovování maximálních možných vyhoření palivových souborů, které by bylo možné do OS zavézt, a to v závislosti na předešlé době chlazení. Do 7.5 let předchozího chlazení vycházela klasická varianta příznivěji, v tomto bodě vycházelo u obou z variant maximální možné vyhoření PS, které by bylo možné do OS zavézt, 45 833 MWd/MTU. Po 9 letech chlazení je možné uložit v OS nové koncepce PS s vyhořením o 1 % vyšším než u koncepce klasické, po 14 letech chlazení je maximální možné vyhoření nové koncepce o 2 % vyšší než u klasické koncepce.

Z provedených grafických vyobrazení dávkových map bylo zřejmé, že geometrické uspořádání u koncepce nové hraje větší roli než u koncepce klasické, a to soudě dle tvaru vyzařovaných PDE. Vyplývá z toho tedy nutnost palivo u nové koncepce uspořádávat do pozičních skupin, čímž bude následně dosaženo optimálního rozložení PDE v OS.

Výhodou nové koncepce oproti stávající je její menší náročnost na výrobu. Odpadávají velké ztráty oceli, které jsou způsobeny vyvrtáváním potřebných děr na PE tyče u koncepce klasické. Další problém, který využitím OS nové koncepce odpadá, je omezenost maximálních průměrů vrtání (týká se otvorů pro PE tyče). Struktura nové koncepce je oproti stávající pružnější – je zde možnost změny obsahu polyethylenu ve větším rozsahu. Jako nevýhodu nové koncepce lze považovat nutnost použití hliníku či jiného kovu dobře odvádějícího generované teplo, a to k vytvoření konstrukce pro jednotlivé PE segmenty.

## Literatura

- [1] Jaderné palivo. ČEZ. [online]. [cit. 2013-10-07]. Dostupné z: [http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/vykladovy-slovník-energetiky/hesla/jader\\_pal.html](http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/vykladovy-slovník-energetiky/hesla/jader_pal.html)
- [2] Vyhořelé jaderné palivo. [online]. [cit. 2013-11-01]. Dostupné z: <http://www.jaderny-odpad.cz/vyhorele-jaderne-palivo.htm>
- [3] Vyhořelé palivo. [online]. [cit. 2013-11-11]. Dostupné z: [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)
- [4] Palivový cyklus - cesty jaderného paliva. [online]. [cit. 2013-11-15]. Dostupné z: <http://radiovody.wz.cz/vody/palivo.htm>
- [5] Vyhlášky SÚJB. SÚJB. [online]. [cit. 2013-11-19]. Dostupné z: <http://www.sujb.cz/legislativa/provadeci-pravni-predpisy/vyhlasky-sujb/>
- [6] Správa vyhořelého jaderného paliva. ČEZ. [online]. [cit. 2013-11-23]. Dostupné z: <http://www.cez.cz/cs/odpovedna-firma/zivotni-prostredi/programy-snizovani-zateze-zp/sprava-vyhoreleho-jaderneho-paliva-a-monitoring-je.html>
- [7] Mezisklady. ČEZ. [online]. [cit. 2013-11-23]. Dostupné z: [http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/mezisklady\\_4.html](http://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/mezisklady_4.html)
- [8] Calvert Cliffs ISFSI. [online]. [cit. 2013-11-24]. Dostupné z: <http://www.cianbro.com/ProjectsMarkets/PowerGenerationEnergy/CalvertCliffsISFSIPhaseIII.aspx>
- [9] Calvert Cliffs nuclear power plant. [online]. [cit. 2013-11-24]. Dostupné z: <http://www.cengllc.com/calvert-cliffs-nuclear-power-plant/>
- [10] CONCA, J. Nuclear Waste Confidence - NRC Ruling No Big Deal. 2012. [online]. [cit. 2014-12-12]. Dostupné z: <http://www.forbes.com/sites/jamesconca/2012/08/11/nuclear-waste-confidence-nrc-ruling-no-big-deal/>
- [11] Využití radioaktivních surovin. [online]. [cit. 2014-01-10]. Dostupné z: [http://geologie.vsb.cz/loziska/suroviny/vyuziti\\_radioaktivnich.html](http://geologie.vsb.cz/loziska/suroviny/vyuziti_radioaktivnich.html)
- [12] Co je hlubinné úložiště. SÚRAO. [online]. [cit. 2014-02-8]. Dostupné z: <http://www.surao.cz/cze/Uloziste-radioaktivnich-odpadu/Budouci-hlubinne-uloziste/Co-je-hlubinne-uloziste>

- [13] VALENTA, P. Jak je to s těmi radioaktivními odpady. 2006. [online]. [cit. 2014-02-8]. Dostupné z: <http://proatom.luksoft.cz/view.php?cisloclanku=2006031402>
- [14] Backgrounder on Dry Cask Storage of Spent Nuclear Fuel. USA NRC. [online]. [cit. 2014-02-8]. Dostupné z: <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/dry-cask-storage.html>
- [15] *Costing of spent fuel storage*. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2009.
- [16] *Spent Fuel Reprocessing Options*. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2008.
- [17] Sklad vyhořelého jaderného paliva v jaderné elektrárně Temelín. [online]. [cit. 2014-02-14]. Dostupné z: <http://www.psg.eu/sklad-vyhoreleho-jaderneho-paliva-v-jaderne-elektrarne-temelin-p9.html>
- [18] *Industry Spent Fuel Storage Handbook*. Final Report 1021048, EPRI, USA, July 2010
- [19] PETERS, R. – DIERSH, R. – JACK, A. JOBSON G. *Constor – Spent Nuclear Fuelstorage and Transport Cask System*. WM'99 Conference, GNS, Tucson, Arizona, 1999.
- [20] DIERSH, R. – DREIER, G. – STELZER, H. *Castor V - The Package System for Transport and Storage of Spent Fuel Assemblies*. Gesellschaft für Nuklear-Behälter, Essen, Germany, 1997.
- [21] Castory. [online]. [cit. 2014-03-12]. Dostupné z: <http://www.ceei.sk/cz/castory.php>
- [22] *Management of Spent Fuel from Nuclear Power Reactors*. International Atomic Energy Agency, Vienna, Austria, 2007.
- [23] DIERSH, R. – THOMAS, F. *Use of CASTOR® and CONSTOR® casks for RBMK and VVER fuel assemblies*. 14<sup>th</sup> International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Berlin, Germany, 2004.
- [24] Mechanické analýzy koše. 1997-2003. [online]. [cit. 2014-03-18]. Dostupné z: [http://ntc.zcu.cz/download/kos-SKODA440\\_rev.pdf](http://ntc.zcu.cz/download/kos-SKODA440_rev.pdf)
- [25] *Rozhodnutí SÚJB*. Č. j.: SÚJB/ONRV/7261/2012. Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Oddělení nakládání s RaO a PJP, Praha, ČR, 2012.
- [26] V JE Temelín převezli kontejner s vyhořelým palivem do skladu. [online]. [cit. 2014-03-24]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2010/09/v-je-temelin-prevezli-kontejner-s-vyhorelym-palivem-do-skladu/>



- [27] DUFKOVÁ, M. Jak se plní CASTOR jaderným palivem. 2011. [online]. [cit. 2014-03-24]. Dostupné z: <http://3pol.cz/1081-jak-se-plni-castor-jadernym-palivem>
- [28] Typové schvalování. SÚJB. [online]. [cit. 2014-03-24]. Dostupné z: <http://www.sujb.cz/jaderna-bezpecnost/prepravy-radioaktivnich-materialu/typove-schvalovani/>
- [29] Testing to the extreme. [online]. [cit. 2014-03-25]. Dostupné z: <http://www.neimagazine.com/features/featuretesting-to-the-extreme/featuretesting-to-the-extreme-5.html>
- [30] Packaging and Transporting Hazardous Materials. [online]. [cit. 2014-03-25]. Dostupné z: [http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v33\\_3\\_00/hazardous.htm](http://web.ornl.gov/info/ornlreview/v33_3_00/hazardous.htm)
- [31] AMIRABADI, E. S. – SALIMI, M. – GHAL-EH, N. – ETAATI, G. R. – ASADI, H. *Study of Neutron and Gamma Radiation Protective Shield*. International Journal of Innovation and Applied Studies, Tehran, Damghan, Iran, 2013.
- [32] KANG, H. – PARK, CH. – YOON, K. S. – YOON, J. *Evaluation of Neutron Shielding Effects on Various Materials by Using a Cf-252 Source*. Journal of the Korean Physical Society, Vol. 52, No. 6, Daeon, Korea, June 2008.
- [33] Transport of Radioactive Materials. [online]. [cit. 2014-03-30]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Transport/Transport-of-Radioactive-Materials/>
- [34] Neutron cross-sections. National Physical Laboratory. [online]. [cit. 2014-04-15]. Dostupné z: [http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic\\_and\\_nuclear\\_physics/4\\_7/4\\_7\\_2.html](http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic_and_nuclear_physics/4_7/4_7_2.html)
- [35] BECKER, T. L. *Hybrid Monte Carlo/Deterministic Methods for Radiation Shielding Problems*. Dizertační práce, University of Michigan, Detroit, USA, 2009.
- [36] MCNP — *A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and theory*. LA-UR-03-1987, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, USA, 2008.
- [37] Encyklopedie fyziky. Neutronové záření. [online]. [cit. 2014-05-02]. Dostupné z: <http://fyzika.jreichl.com/main.article/view/806-neutronove-zareni>
- [38] Nuclear Data Information System. [online]. [cit. 2014-05-02]. Dostupné z: <http://www.oecd-neia.org/janis/>
- [39] Detekce ionizujícího záření. [online]. [cit. 2014-05-02]. Dostupné z: <http://www.radioaktivita.cz/jednotky.html>