Institute of Power Engineering - Department of Thermal and Nuclear Power Engineering
Czech Association of Scientific and Technical Societes
Czech Nuclear Society - Young Generation
Energovýzkum spol. s r.o.

Jaderná energetika v pracích mladé generace – 2007

„Mikulášské setkání mladé generace ČNS“

SBORNÍK REFERÁTŮ ZE SEMINÁŘE
6. prosince 2007, VUT Brno

ISBN 978-80-02-01991-6

VUT v Brně, Odbor energetického inženýrství
ČESKÁ NUKLEÁRNÍ SPOLEČNOST „7. Mikulášské setkání mladé generace ČNS“ – 6. prosince 2007

SETKÁNÍ PROBÍHALO NA AKADEMICKÉ PŮDĚ

VYSOKÉHO UČENÍ TECHNICKÉHO V BRNĚ
FAKULTĚ STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ
ENERGETICKÉHO ÚSTAVU
ODBORU ENERGETICKÉHO INŽENÝRSTVÍ

A BYLO ORGANIZOVÁNO ZA PŘISPĚNÍ

ČESKÉ NUKLEÁRNÍ SPOLEČNOSTI

Přiložené CD obsahuje elektronickou verzi tohoto sborníku ve formátu .doc a .pdf, adresář s příspěvky jednotlivých autorů včetně jejich prezentační formy (příspěvky Ing. Dany Drábové a Ing. Vladimíra Dvořáka jsou pouze v prezentační formě) a další informace o semináři.

Organizátoři setkání děkují:

- Doc. Ing. Janu Fiedlerovi, Dr., vedoucímu Odboru energetického inženýrství za poskytnutí prostor pro pořádání semináře
- Prof. Ing. Oldřichu Matalovi, CSc., odbornému garantovi setkání
- Paní Ing. Daně Drábové, PhD., předsedkyni Státního úřadu pro jadernou bezpečnost, za ochotu zúčastnit se tohoto semináře a podpořit tak zájem mladé generace o jaderné obory
- Firmě Energovýzkum, spol. s r.o. Brno, za pomoc s organizací setkání a za podporu při vytváření elektronické verze sborníku
- ČNS za významnou podporu setkání CYG a za slavnostní vyhlášení výsledků nejlepších diplomových prací v jaderných oborech za rok 2007
- Všem přednášejícím za jejich příspěvky
- Všem zúčastněným za pozornost

OBSAH

PROGRAM SETKÁNÍ ……. 4

VYHODNOCENÉ DIPLOMOVÉ PRÁCE ZA ROK 2007 …….……..... 6

REFERÁTY OCENĚNÝCH DIPLOMANTŮ

NUMERICKÉ MODELOVÁNÍ TOKU NEUTRONŮ V JADERNÉM REAKTORU …….. 7
Milan Hanuš

MALÝ ENERGETICKÝ ZDROJ NA MARSU – PERSPEKTIVNÍ TEPELNÝ OBĚH S JADERNÝM REAKTOREM…….……..... 16
Jakub Maščuch

ZADRŽANIE ROZTAVENEJ AKTÍVNEJ ZÓNY V TLAKOVEJ NÁDOBE REAKTORA ZAPLAVENÍM ŠACHTY REAKTORA …….…. 24
Andrea Bachratá

VÝPOČET RYCHLOSTNÍHO POLE V AKTIVNÍ ZÓNĚ A NÁDOBĚ ŠKOLNÍHO REAKTORU VR-1 VRABEC PŘI RŮZNÝCH PROVOZNÍCH STAVECH…….…... 32
Pavel Pánek

TERMOHYDRAULICKÉ TESTOVÁNÍ PALIVA……..…….……38
Václav Bláha

IZOTOPY VZÁCNÝCH PLYNOV VO VÝPUSTOCH JE TEMELÍN NAJDENÉ SÚVISLOSTI MEDZI ICH OBJEMOVÝMI AKTIVITAMI SLEDOVANÉ NÁSTROJMI ŠTATISTICKEJ ANALÝZY ……..... 43
Ján Mihalík

DISTRIBÚCIA MATERIÁLOV V PROCESE VYRAĎOVANIA JADROVYCH ZARIADENÍ …..……. 47
Matěj Zachar

CHARAKTERIZACE RAO POMOCÍ SEGMENTOVÉHO GAMMA-SCANNERU V ÚJV ŘEŽ A.S. 54
Josef Mudra

RYCHLÉ STANOVENÍ KONTAMINACE ALFA VE VZDUCHU POMOCÍ FRISCHOVY KOMORY ……. 58
Milan Buňata

STANOVENÍ AKTIVITY VZORKŮ V PODMÍNKÁCH KANÁLU KRÁTKODOBÉHO OZAŘOVÁNÍ VÝZKUMNÉHO REAKTORU LVR-15 ……..……... 63
Ondřej Zlámal

OSUDY NEDOSTAVĚNÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN …..……..……. 69
Lukáš Závorka

SOUČASNOST A BUDOUCNOST JADERNÝCH SYSTÉMŮ ŘÍZENÝCH URYCHLOVAČEM ……..…73
Karel Katovský

PULZNÍ JADERNÉ REAKTORY …… 79
Jan Prehradný

TEPELNÝ OBĚH S NADKRITICKÝM CO_2 PRO POKROČILÉ JADERNÉ REAKTORY ...…. 83
Václav Dostál

PŘEMĚNA TEPLA NA ELEKTRICKOU ENERGII V JE SE SODÍKEM CHLAZENÝM RYCHLÝM REAKTOREM ……..…… 89
Lukáš Nesvadba

PŘÍPRAVA NA TESTOVÁNÍ HYDRAULICKÝCH CHARAKTERISTIK JADERNÉHO PALIVA …… 94
Pavel Nerud

NEUTRÓNOVO FYZIKÁLNE VLASTNOSTI FLUORIDOVEJ SOLI V PALIVOVOM KANÁLI JADROVÉHO REAKTORA NA BÁZE KVAPALNÝCH SOLÍ …….. 99
Zhltán Németh

EXPERIMENTAL CHANNELS IN RESEARCH REACTOR …… 106
Marija Miletić

PROGRAM SETKÁNÍ

9:00 Oficiální zahájení setkání

09:00 - 09:05 Úvodní slovo organizátorů a garanta setkání Prof. Matala
09:05 - 09:25 Zpráva o činnosti CYG v roce 2007
(Martin Přeček)

9:25 Prezentace oceněných diplomových prací

09:25 – 09:30 Předání cen oceněným diplomantům
(Václav Bláha)

09.30 – 09:50 Zadržanie roztaveném aktívnej zóny v tlakovém nádobe reaktora zaplavením šachty reaktora
(Andrea Bachratá)

09:50 – 10:10 Numerické modelování toku neutronů v jaderném reaktoru
(Milan Hanuš)

10:10 – 10:30 Malý energetický zdroj na Marsu – perspektivní tepelný oběh s jaderným reaktorem
(Jakub Maščuch)

10:30 – 10:50 Výpočet rychlostního pole v aktivní zóně a nádobě školního reaktoru VR-1 Vrabec při různých provozních stavech
(Pavel Pánek)

10:50 – 11:00 Přestávka

11:00 Prezentace hosta setkání a práce starších odborníků

11:00 – 11:30 Jaderná energetika a jaderná bezpečnost v EU
(Dana Drábová)

11:30 – 11:40 Autogramiáda knihy „Případ Temelín“

11:40 – 12:00 Termohydraulické testování paliva
(Václav Bláha)

12:00 – 13:30 Oběd – Restaurace KANAS

14:00 Prezentace prací mladých odborníků

14:00 – 14:15 Izotopy vzácných plynov vo výpustoch JE Temelín
Najdené súvislosti medzi ich objemovými aktivitami sledované nástrojmi štatistickej analýzy
(Ján Mihalík)

14:15 – 14:30 Distribúcia materiálov v procese vyraďovania jadrovo-energetických zariadení
(Matěj Zachar)

14:30 – 14:45 Charakterizace RAO pomocí segmentového gamma-scanneru v ÚJV Řež a.s.
(Josef Mudra)

14:45 – 15:00 Rychlé stanovení kontaminace ovzduší alfa radionuklidy
(Milan Buňata)

15:00 – 15:15 Stanovení aktivity vzorků v podmínkách kanálu krátkodobého ozařování výzkumného reaktoru LVR-15
(Ondřej Zlámal)

15:15 – 15:25 Přestávka

15:25 – 15:40 Osudy nedostavěných jaderných elektráren
(Lukáš Závorka)

15:40 – 15:55 Současnost a budoucnost jaderných systémů řízených urychlovačem
(Karel Katovský)

15:55 – 16:10 Pulzní jaderné reaktory
(Jan Prehradný)

16:10 – 16:25 Tepelný oběh s nadkritickým CO_2 pro pokročilé jaderné reaktory
(Václav Dostál)

16:25 – 16:40 Přeměna tepla na elektrickou energii v JE se sodíkem chlazeným rychlým reaktorem
(Lukáš Nesvadba)

16:40 – 16:50 Přestávka

16:50 – 17:05 Příprava na testování hydraulických charakteristik jaderného paliva
(Pavel Nerud)

17:05 – 17:20 Neutrónovo-fyzikálne vlastnosti fluoridovej soli v palivovom kanáli jadrového reaktora na báze kvapalných solí
(Zoltán Németh)

17:20 – 17:35 Lidské zdroje v energetice
(Vladimír Dvořák)

17:35 – 17:50 Experimental channels in research reactor
(Marija Miletić)

18:00 Závěrečné slovo pořadatelů

19:00 Večerní sekce - Restaurace KANAS

DIPLOMOVÉ PRÁCE V JADERNÝCH OBORECH OCENĚNÉ V ROCE 2007

Na Mikulášském setkání CYG na VUT v Brně byly vyhlášeny a následně prezentovány nejlepší diplomové práce v jaderných oborech za rok 2007. Hodnocení a ocenění diplomových prací provádí každoročně Česká nukleární společnost. V roce 2007 byly přihlášené diplomové práce do soutěže ČNS vyhodnoceny takto:

1. místo:
Milan Hanuš:
Numerické modelování toku neutronů v jaderném reaktoru

2. místo:
Jakub Maščuch:
Malý energetický zdroj na Marsu – perspektivní tepelný oběh s jaderným reaktorem

3. místo:
Andrea Bachratá:
Zadržanie rotzavenej aktívnej zóny v tlakovém nádobe reaktora zaplavením šachty reaktora

3. místo
Pavel Pánek:
Výpočet rychlostního pole v aktivní zóně a nádobě školního reaktoru VR-1 Vrabec při různých provozních stavech

REFERÁTY OCENĚNÝCH DIPLOMANTŮ

NUMERICKÉ MODELOVÁNÍ TOKU NEUTRONŮ V JADERNÉM REAKTORU

Milan Hanuš
ZČU Plzeň
Fakulta aplikovaných věd
Katedra matematiky

Abstrakt

V článku je popsána efektivní metoda pro určení stacionárního rozložení neutronů v jaderném reaktoru. Základním kamenem metody je transportní rovnice neutronů, která je ovšem pro praktické výpočty příliš složitá, a tak je nahrazena difúzní dvougrupovou aproximací. Pro vzniklou úlohu difúze neutronů dále formuluji úlohu na vlastní čísla, jejíž dominantní řešení popisuje tzv. kritické číslo reaktoru a příslušné rozložení neutronových toků. Dominantní vlastní číslo je hledáno iterativní mocninnou metodou. Příslušný vlastní vektor je v každém kroku získán řešením soustavy rovnic sestavené na základě diskretizace dané okrajové úlohy. Numerické schéma vychází z metody konečných objemů, avšak pro potřeby co nejvěrnějšího popisu neutronových toků v reaktoru s pevně daným rozestupem palivových kazet je nutné výpočet postupně zpřesňovat. K tomu slouží tzv. nodální metoda sestávající z příčné integrace difúzních rovnic a následného semi-analytického řešení vzniklých jednorozměrných problémů na párech sousedních kazet. Při sestavování metody byl kladen důraz na její použitelnost pro reaktory s šestihrannými palivovými kazetami, což v závěru článku demonstruji na výpočtu kritického čísla a rozložení toků pro modelovou konfiguraci reaktoru typu VVER-1000.

Úvod

Jednou ze základních úloh jaderného inženýrství je pro dané parametry aktivní zóny (AZ) reaktoru předpovědět jeho dlouhodobé chování. Např. při optimalizaci palivové vsázky si klademe otázku, zda navržená konfigurace zaručí stabilní produkci energie na požadovaných úrovních a zároveň splní všechny bezpečnostní limity. Abychom na ni byli schopni odpovědět, je nezbytné určit rozložení hustoty neutronů v AZ. K tomu slouží matematický model založený na tzv. *transportní teorii neutronů*. Bilanční rovnice, které tuto teorii tvoří, jsou však v obecném tvaru dosti komplikované a pro mnoho aplikací je výpočetně přijatelnější použít nějaké vhodné zjednodušení. Není-li např. důležité uvažovat směr pohybu neutronů (představujeme si tedy AZ jako izotropní prostředí), lze jejich chování popsat pomocí difúze, tj. pohybu od míst s větší hustotou do míst s menší hustotou.

Ve zbytku článku představím metodu, jejímž výsledkem jsou pro danou konfiguraci reaktoru dvě veličiny zásadního významu pro reaktorovou analýzu: *kritické číslo reaktoru*, určující stabilitu řetězové reakce, a *prostorové rozložení neutronového toku*, charakterizující hustotu neutronů v AZ. Pro tuto úlohu je možné kromě difúzní aproximace použít též zjednodušený pohled na energetickou závislost, v němž se škála energií, kterou neutrony v AZ mohou nabývat, rozdělí do několika tzv. *grup*. Neutron se po rozštěpení palivového jádra uvolní s energií odpovídající první grupě E_1 a srážkami s okolními jádry energii ztrácí, čímž se přesouvá do grup E_2, E_3,...

Uvedená zjednodušení definují rovnice často užívaného *difúzního mnohagrupového modelu* reaktoru, kterým se budu zabývat v následujícím odstavci. Odstavce 0 – 0 se věnují popisu numerické metody pro řešení těchto rovnic. Výsledky získané metodou na testovacím příkladě jsou prezentovány v 0. odstavci a porovnány s výsledky jiných v současnosti používaných metod.

Difúzní dvougrupový model reaktoru

Pro obecný počet *G* energetických grup má soustava difúzních rovnic při standardním značení (viz např. [5]) tvar

$$\nabla \cdot \mathbf{j}^g(\mathbf{r}) + \Sigma_r^g(\mathbf{r})\phi^g(\mathbf{r}) = \sum_{\substack{g'=1 \\ g' \neq g}}^{G} \Sigma_s^{g' \to g}(\mathbf{r})\phi^{g'}(\mathbf{r}) + \frac{\chi^g}{k_{\text{eff}}} \sum_{g'=1}^{G} \nu\Sigma_f^{g'}(\mathbf{r})\phi^{g'}(\mathbf{r}), \quad g = 1, \ldots, G. \quad (2.1)$$

Skalární pole *neutronových toků* ϕ je svázáno s vektorovým polem *neutronových proudů* $\mathbf{j}$ konstitutivním vztahem známým v difúzní teorii jako *Fickův zákon*:

$$\mathbf{j}^g(\mathbf{r}) = -D^g(\mathbf{r})\nabla\phi^g(\mathbf{r}), \quad (2.2)$$

kde fyzikální parametr *D* se nazývá *difúzní koeficient*. Horní index *g* značí, že daná veličina charakterizuje neutrony *g*-té grupy. Při výpočtu lehkovodních reaktorů obvykle postačuje uvažovat 2 grupy (za předpokladu, že příslušné konstanty jsou získány z přesnějších referenčních vícegrupových výpočtů a aproximují dostatečně kvalitně spojitou energetickou závislost, blíže viz např. 4. kapitolu monografie [5]). Grupy je vhodné zvolit tak, aby všechny rychlé neutrony uvolněné při štěpení byly zahrnuty v první grupě a žádnou interakcí s okolními jádry nemohlo dojít k přestupu zpomalených neutronů druhé grupy do grupy první. Tato volba vede ke zjednodušení soustavy (2.1), neboť v jejím důsledku platí

$$\chi^1 = 1,\ \chi^2 = 0, \quad \text{resp.} \quad \Sigma_s^{2\to 1}(\mathbf{r}) \equiv 0.$$

Pro správnou formulaci matematického modelu je dále třeba specifikovat podmínky kladené na jeho řešení. Z fyzikálního hlediska je přirozené požadovat nezápornost, omezenost a spojitost funkce neutronového toku $\phi(\mathbf{r})$ v libovolném místě AZ. Vzhledem k výrazně heterogennímu uspořádání současných reaktorů nelze očekávat spojitost difúzního koeficientu $D(\mathbf{r})$, a proto vyžadujeme alespoň spojitost funkce $\mathbf{j}(\mathbf{r})$, aby měl smysl výraz $\nabla \cdot \mathbf{j}$ v rovnici (2.1) (podmínky přechodu). Na okraji AZ jsou definovány smíšené okrajové podmínky, které pomocí tzv. *albedo koeficientu* α stanovují poměr počtu neutronů vracejících se z vnějšku AZ zpět (např. v důsledku odrazu reflektorem) ku počtu neutronů unikajících z AZ ven přes určitou pevnou část hranice ∂AZ. Označím-li $\mathbf{n}$ vektor vnější normály k hranici v místě přestupu $\mathbf{r} \in \partial AZ$, lze okrajovou podmínku pro neutrony grupy *g* zapsat jako

$$\gamma^g\phi^g(\mathbf{r}) - \mathbf{j}^g(\mathbf{r}) \cdot \mathbf{n} = 0, \quad \gamma^g = \frac{1-\alpha^g}{2(1+\alpha^g)}. \quad (2.3)$$

Rovnice (2.1), (2.2), (2.3) definují okrajovou úlohu pro eliptickou parciální diferenciální rovnici druhého řádu s parametrem k_{eff}. Hodnota parametru, pro niž má úloha nenulové řešení, se označuje termínem *vlastní číslo* a jemu příslušné řešení termínem *vlastní vektor*. Je dokázáno (viz např. [6]), že pro problém difúze neutronů existuje pouze jedno vlastní číslo, jemuž přísluší jediný vlastní vektor ϕ splňující výše diskutované podmínky. Toto vlastní číslo je v absolutní hodnotě větší než všechna ostatní, nazývá se *kritické číslo reaktoru* a fyzikálně má význam *multiplikačního koeficientu* konečné štěpné soustavy. Má-li stacionární bilanční rovnice (2.1) netriviální řešení pro $k_{\text{eff}} = 1$, vyjadřuje toto řešení rozložení celkově neměnného množství neutronů schopného udržovat štěpnou reakci (*kritický stav* reaktoru). Vyjde-li

$k_{\text{eff}} < 1$, bude bez vnějšího zásahu řetězová reakce uhasínat (*podkritický stav*). Pozice parametru v rovnici (2.1) naznačuje, že možným způsobem získání kritického řešení v tomto případě je příslušné zvětšení zdrojového členu (tj. zvýšení množství štěpitelného materiálu v AZ). Zmenšení zdrojového členu je naopak nutné pro kritický běh reaktoru při původně *nadkritickém* složení AZ, vedoucím k vlastnímu číslu $k_{\text{eff}} > 1$.

Diskretizace nodální CMFD metodou

Diskretizace úloh modelujících zákony zachování se často provádí *metodou konečných objemů* (MKO). Jejím podstatným rysem je lokální zachování bilance zkoumané veličiny na tzv. *kontrolních podoblastech*, z nichž je celková bilanční oblast (v našem případě AZ reaktoru) složena. Abychom získali výpočetně únosné množství diskrétních rovnic, jsou jako kontrolní oblasti voleny celé palivové kazety. To ovšem vzhledem k jejich typickým rozměrům vede k velmi hrubé diskretizační síti, pro niž klasická MKO nedává uspokojivě přesné výsledky. Řešením tohoto problému jsou tzv. *nodální metody*, které výpočet rozdělují na dvě části. Rozložení toku v rámci celého reaktoru a kritické číslo se hledá užitím rovnic získaných standardní formulací MKO. Tyto rovnice se pak v průběhu výpočtu zpřesňují řešením pomocných úloh na jednotlivých kontrolních oblastech (nazývaných uzly či *nódy*).

Nodální metoda popsaná v této práci umožňuje výpočet AZ s kazetami šestihranného průřezu ve dvou dimenzích. Jejich šířku označím h, délku strany $\ell = \frac{h}{\sqrt{3}}$ a plochu $A = \frac{h^2\sqrt{3}}{2}$. Nódy ztotožněné s těmito kazetami budu značit písmenem $\mathcal{V}$, jejich počet N a celou bilanční oblast AZ, tedy $AZ = \bigcup_{i=1}^{N} \mathcal{V}_i$. Pro popis nódu zavedu *lokální vztažnou soustavu* jednotkovými vektory $\mathbf{e}_x$, $\mathbf{e}_u$, $\mathbf{e}_v$, kolmými postupně na tři různoběžné strany šestiúhelníku. Sousední uzel ležící napravo, resp. nalevo od referenčního nódu $\mathcal{V}_i$ v libovolném souřadném směru $\xi \in \{x,u,v\}$ označím $\mathcal{V}_{i\pm\xi}$, příslušnou stranu pak $\Gamma_{i,\xi\pm}$, tj. $\Gamma_{i,\xi\pm} = \mathcal{V}_i \cap \mathcal{V}_{i\pm\xi}$.

Lokální bilanční vztah pro neutrony g-té grupy získáme integrací rovnice (2.1) přes referenční nód $\mathcal{V}_i$, vydělením jeho plochou a užitím divergenčního teorému:

$$\frac{\ell}{A} \sum_{\xi\in\{x,u,v\}} \left(\bar{j}^{g}_{i,\xi+} - \bar{j}^{g}_{i,\xi-}\right) + \Sigma^{g}_{i,r}\bar{\bar{\phi}}^{g}_{i} = \sum_{\substack{g'=1 \\ g'\neq g}}^{2} \Sigma^{g'\to g}_{i,s}\bar{\bar{\phi}}^{g'}_{i} + \frac{\chi^{g}}{k_{\text{eff}}} \sum_{g'=1}^{2} \nu\Sigma^{g'}_{i,f}\bar{\bar{\phi}}^{g'}_{i}. \qquad (3.1)$$

V roli neznámých vystupují *nodální integrální průměr neutronového toku*:

$$\bar{\bar{\phi}}^{g}_{i} := \frac{1}{A}\iint_{\mathcal{V}_i} \phi^{g}(\mathbf{r})\,\mathrm{d}\mathbf{r}$$

a 6 *hraničních integrálních průměrů neutronového proudu*:

$$\bar{j}^{g}_{i,\xi\pm} := \frac{1}{\ell}\int_{\Gamma_{i,\xi\pm}} \mathbf{j}^{g}(\mathbf{r})\cdot\mathbf{e}_{\xi}\,\mathrm{d}\sigma, \quad \xi \in \{x,u,v\}.$$

Pro úspěch tohoto postupu je nutné předpokládat, že prostorovou závislost účinných průřezů $\Sigma(\mathbf{r})$ lze v rámci daného nódu dostatečně přesně reprezentovat konstantními funkcemi. Tyto konstanty je možné získat vhodně provedenou homogenizací příslušné kazety (viz [5], kap. 14, nebo [4], kap. 4).

Diskrétní okrajové podmínky pro nód $\mathcal{V}_i$, jehož strana v kladném, resp. záporném směru ξ ($\Gamma_{i,\xi+}$, resp. $\Gamma_{i,\xi-}$) má společné body s hranicí AZ, mají tvar

$$\gamma\phi^g_{i,\xi\pm} \mp \bar{j}^g_{i,\xi\pm} = 0, \tag{3.2}$$

kde $\phi_{i,\xi\pm}$ je pomocná proměnná vyjadřující tok v místě strany $\Gamma_{i,\xi\pm}$ (při pozdější numerické aproximaci bude eliminována, proto se jejím přesným tvarem zde nemusíme blíže zabývat).

Abychom byli schopni odvozené bilanční rovnice vyřešit, je nutné najít vztah mezi oběma druhy diskrétních proměnných, které v nich vystupují. K tomu podobně jako ve spojitém případě poslouží Fickův zákon (2.2). Použijeme-li jej na jednotlivých stranách nódu pro příslušné lokální směry $\mathbf{e}_x$, $\mathbf{e}_u$, $\mathbf{e}_v$ a nahradíme derivace v těchto směrech centrálními diferencemi, získáme vyjádření integrálních průměrů proudů přes tyto strany pomocí integrálních průměrů toků v přilehlých nódech. Kvůli velké vzdálenosti středů nódů je ovšem takováto aproximace proudů zdrojem značných diskretizačních chyb. Proto se v nodálních metodách používají následující vztahy pro aproximaci[1] integrálních průměrů proudů na rozhraní $\Gamma_{i,\xi+}$ (resp. $\Gamma_{i,\xi-}$) nódů $\mathcal{V}_i$ a $\mathcal{V}_{i+\xi}$ (resp. $\mathcal{V}_{i-\xi}$) ležících uvnitř AZ:

$$\begin{aligned}
\bar{J}^g_{i,\xi+} &:= -D^g_{i,\xi+}\left(\bar{\bar{\Phi}}^g_{i+\xi} - \bar{\bar{\Phi}}^g_i\right) + {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi+}\left(\bar{\bar{\Phi}}^g_i + \bar{\bar{\Phi}}^g_{i+\xi}\right), \quad D^g_{i,\xi+} := \frac{2D^g_i D^g_{i+\xi}}{h\left(D^g_i + D^g_{i+\xi}\right)}, \\
\bar{J}^g_{i,\xi-} &:= -D^g_{i,\xi-}\left(\bar{\bar{\Phi}}^g_i - \bar{\bar{\Phi}}^g_{i-\xi}\right) + {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi-}\left(\bar{\bar{\Phi}}^g_{i-\xi} + \bar{\bar{\Phi}}^g_i\right), \quad D^g_{i,\xi-} := \frac{2D^g_{i-\xi} D^g_i}{h\left(D^g_{i-\xi} + D^g_i\right)}
\end{aligned} \tag{3.3}$$

a na stranách okrajových nódů $\mathcal{V}_i$ společných s vnější hranicí AZ potom vztahy:

$$\bar{J}^g_{i,\xi\pm} := D^g_{i,\xi\pm}\bar{\bar{\Phi}}^g_i + {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi\pm}\bar{\bar{\Phi}}^g_i, \quad D^g_{i,\xi\pm} := \pm\frac{2D^g_i\gamma}{h\gamma + 2D^g_i}. \tag{3.4}$$

První členy v aproximacích (3.3) (resp. (3.4)), v nichž se objevují konstanty $D^g_{i,\xi\pm}$ svazující dohromady dva sousední nódy (resp. hraniční nód a okolí AZ), tvoří klasickou konečně-objemovou aproximaci integrálních průměrů proudů, získanou konečným diferencováním Fickova zákona. Nodální metody se od klasických MKO liší přidáním dalšího členu, v němž vystupují tzv. *korekční faktory párování* ${}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi\pm}$. Ty se určují tak, aby se hrubé aproximace integrálních průměrů proudů diferenčními podíly přesně shodovaly s aproximacemi získanými vhodným, dostatečně přesným pomocným výpočtem. V nodálních metodách se za účelem stanovení přesnější aproximace proudů řeší jednorozměrné difúzní úlohy, získané z původní bilanční rovnice (2.1) postupem popsaným v odst. 0.

Dosazením aproximací (3.3) a (3.4) do diskrétní bilanční rovnice (3.1) dostaneme přibližnou rovnost

$$\frac{2}{3}\sum_{\xi\in\{x,u,v\}}\bar{\bar{L}}_{i,\xi} + \Sigma^g_{i,r}\bar{\bar{\Phi}}^g_i = \sum_{\substack{g'=1\\g'\neq g}}^{2}\Sigma^{g'\to g}_{i,s}\bar{\bar{\Phi}}^{g'}_i + \frac{\chi^g}{K_{\mathrm{eff}}}\sum_{g'=1}^{2}\nu\Sigma^{g'}_{i,f}\bar{\bar{\Phi}}^{g'}_i; \quad i = 1,\ldots,N, \;\; g = 1,2. \tag{3.5}$$

Člen $\bar{\bar{L}}^g_{i,\xi}$ se nazývá *únikový* a má význam průměrného celkového průtoku neutronů nódem $\mathcal{V}_i$ v kladném směru $\xi \in \{x,u,v\}$. Je definován výrazem

$$\begin{aligned}
\bar{\bar{L}}^g_{i,\xi} := \frac{\bar{J}^g_{i,\xi+} - \bar{J}^g_{i,\xi-}}{h} = \frac{1}{h}\Big[&-\left(D^g_{i,\xi-} + {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi-}\right)\bar{\bar{\Phi}}^g_{i-\xi} \\
&+ \left(D^g_{i,\xi-} + D^g_{i,\xi+} - {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi-} + {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi+}\right)\bar{\bar{\Phi}}^g_i \\
&- \left(D^g_{i,\xi+} - {}^{\mathrm{C}}D^g_{i,\xi+}\right)\bar{\bar{\Phi}}^g_{i+\xi}\Big],
\end{aligned} \tag{3.6}$$

[1] Aproximace budu značit velkými písmeny, tj. pro veličinu q (např. průměrný proud, tok, apod.) bude $Q \approx q$.

(pokud nód $\mathcal{V}_i$ nemá souseda v kladném, resp. záporném směru ξ ($\Gamma_{i,\xi\pm} \subset \partial AZ$), klademe $\bar{\bar{\Phi}}^g_{i\pm\xi} = 0$). Pro klasické konečně-objemové schéma, založené na aproximaci proudů pouze konečnými diferencemi, je pro dosažení přijatelné přesnosti nutné použít dostatečně jemné pokrytí bilanční oblasti kontrolními sektory. Rovnice (3.5), (3.6) s nulovými korekčními faktory se proto někdy nazývají *metoda konečných diferencí na jemné síti (Fine-Mesh Finite-Difference method, FMFD)*. Korekční faktory umožňují za cenu dodatečných zpřesňovacích výpočtů použít analogické schéma i na hrubé výpočetní síti, díky čemuž se pro ně vžil název *metoda konečných diferencí na hrubé síti (Coarse-Mesh, Finite-Difference method, CMFD).*

Globální výpočet kritického čísla a vektoru toků

Uspořádáme-li nodální průměry toků *g*-té grupy do sloupcového vektoru $\mathbf{\Phi}^g$ o N složkách, můžeme CMFD schéma zapsat v maticovém tvaru

$$\underbrace{\begin{bmatrix} \mathbf{L}^1 + {}^{\mathrm{C}}\mathbf{D}^1 + \mathbf{\Sigma}_r^1 & \mathbf{0} \\ -\mathbf{\Sigma}_s^{1\to 2} & \mathbf{L}^2 + {}^{\mathrm{C}}\mathbf{D}^2 + \mathbf{\Sigma}_r^2 \end{bmatrix}}_{\mathbf{M}} \cdot \underbrace{\begin{bmatrix} \mathbf{\Phi}^1 \\ \mathbf{\Phi}^2 \end{bmatrix}}_{\mathbf{\Phi}} = \frac{1}{K_{\mathrm{eff}}} \underbrace{\begin{bmatrix} \nu\mathbf{\Sigma}_f^1 & \nu\mathbf{\Sigma}_f^2 \\ \mathbf{0} & \mathbf{0} \end{bmatrix}}_{\mathbf{F}} \cdot \underbrace{\begin{bmatrix} \mathbf{\Phi}^1 \\ \mathbf{\Phi}^2 \end{bmatrix}}_{\mathbf{\Phi}}, \qquad (4.1)$$

v němž se vyskytují blokově heptadiagonální matice $\mathbf{L}^g$ a ${}^{\mathrm{C}}\mathbf{D}^g$ konečně-diferenčních a korekčních párovacích faktorů, diagonální matice makroskopických účinných průřezů $\mathbf{\Sigma}_r^g, \mathbf{\Sigma}_f^g, \mathbf{\Sigma}_s^{1\to 2}$ a nulová matice $\mathbf{0}$, vesměs řádu N. Po přepsání do tvaru $K_{\mathrm{eff}}\mathbf{\Phi} = \mathbf{M}^{-1}\mathbf{F}\mathbf{\Phi}$ je zřejmé, že rovnice (4.1) popisuje úlohu na vlastní čísla matice $\mathbf{M}^{-1}\mathbf{F}$. V případě nulových opravných faktorů lze přímo z jejích vlastností dokázat existenci dominantního vlastního čísla, jemuž odpovídá jediný vlastní vektor s vlastnostmi reálného neutronového toku. O CMFD matici $\mathbf{M}$ s nenulovými korekčními faktory lze díky způsobu jejich výpočtu tvrdit, že přesněji aproximuje původní spojitý operátor, pro nějž bylo analogické tvrzení dokázáno prostředky spojité analýzy (viz závěr odst. 0). Lze tudíž existenci dominantního řešení očekávat i pro tuto modifikovanou maticovou úlohu a hledat jej klasickou mocninnou metodu. Ta tradičně v oblasti reaktorových analýz sestává ze dvou vnořených iteračních cyklů – vnějšího (*zdrojového*), v němž se vypočítávají aproximace kritického čísla, a vnitřního počítajícího vlastní vektor integrálních průměrů toků podle rovnice (4.1). Po několika vnějších iteracích jsou průběžné aproximace kritického čísla a průměrných toků užity pro formulaci pomocných nodálních úloh, jejichž řešení v podobě matice korekčních faktorů je zahrnuto do nové CMFD matice. Neliší-li se tato významněji od předchozí, není už schopna metoda použitá k řešení pomocné úlohy poskytnout lepší výsledky než klasická MKO s předchozí maticí a výpočet končí. Podrobnější popis algoritmu lze najít v práci [3].

Důležité informace o AZ lze získat ze znalosti rozložení průměrných výkonů kazet (obvykle ještě vztažených na celkový průměrný výkon AZ). Možnou aplikací výsledného vektoru toků z CMFD výpočtu je tedy stanovení těchto výkonů, které budou také užity v odst. 0 pro otestování metody:

$$\bar{\bar{P}}_i := \frac{\nu\Sigma_{i,f}^1\bar{\bar{\Phi}}_i^1 + \nu\Sigma_{i,f}^2\bar{\bar{\Phi}}_i^2}{\frac{1}{N}\sum_{i=1}^{N}\left(\nu\Sigma_{i,f}^1\bar{\bar{\Phi}}_i^1 + \nu\Sigma_{i,f}^2\bar{\bar{\Phi}}_i^2\right)}. \qquad (4.2)$$

Metoda příčné integrace

Přesnější aproximace proudů přes hranice jednotlivých nódů se v moderních nodálních metodách získávají řešením pomocných jednorozměrných úloh, které vzniknou parciální integrací původní difúzní rovnice (2.1). Metoda byla původně navržena pro pravoúhlé nódy, pro něž parciální integrace probíhá postupně podél jejich os odpovídajících osám kartézské souřadné soustavy. Dvě obyčejné diferenciální rovnice vytvořené tímto postupem jsou propojeny skrze členy, které se objevují v důsledku parciální

integrace difúzního členu $-\nabla \cdot D\nabla\phi$. Tyto členy jsou tvořeny celkovými proudy přes hranice integrační oblasti, tj. přes strany nódu vedoucí napříč integrační ose, díky čemuž se nazývají *členy příčného úniku.* Z důvodu zachování difúzního tvaru rovnic se umisťují na pravou stranu, což umožňuje zahrnout je při řešení mezi zdrojové členy. K tomu je však zapotřebí je napřed vhodně aproximovat, neboť až do vyřešení druhé z rovnic jsou pro danou rovnici neznámé.

Z fyzikálního pohledu zřejmý popis přidaných „zdrojových" členů pomocí proudů neutronů unikajících z nódu přes jeho strany napříč integrační cestě přestává platit, jestliže použijeme stejnou metodu v šestiúhelníkové souřadné soustavě. Abychom získali sadu formálně shodných 1D difúzních rovnic, je nutné postupně integrovat rovnici (2.1) přes daný nód podél tří os jeho symetrie (kolmých na jednotlivé souřadné směry). Kvůli tomu, že strany nódu protínající příčně integrační osu na ni nejsou kolmé, má člen příčného úniku pro šestihranný nód podstatně komplikovanější tvar než pro nód pravoúhlý.

Pro ilustraci popíšu postup pro získání 1D rovnice ve směru *x* pro referenční nód $\mathcal{V}_i$ umístěný do počátku souřadnicového systému (osa parciální integrace tedy bude odpovídat ose *y* kartézské soustavy). Dosazením z Fickova vztahu (2.2) do (2.1), integrací podél osy *y* od spodního okraje nódu k hornímu a vydělením jeho výškou v bodě *x* obdržíme rovnici[2]

$$-D_i \frac{\mathrm{d}^2\tilde{\phi}_i(x)}{\mathrm{d}x^2} + \Sigma_{i,r}\tilde{\phi}_i(x) = \tilde{s}_i(x) - \tilde{l}_i(x) \tag{5.1}$$

pro neznámý *příčný průměr toku*

$$\tilde{\phi}_i(x) := \frac{1}{2y_{t,i}(x)} \int_{-y_{t,i}(x)}^{y_{t,i}(x)} \phi(x,y)\,\mathrm{d}y,$$

který definuje zdrojový člen $\tilde{s}_i(x)$ analogicky jako nodální průměr toku definuje zdrojový člen v 2D případě (pravá strana rovnice (3.5), pro kritické číslo se použije hodnota z posledního provedeného CMFD výpočtu).

Horní, resp. spodní okraj nódu je popsán funkcemi $\pm y_{t,i}(x) = \pm 1/3(h - |x|)$. Funkce $y_{t,i}(x)$ není diferencovatelná a po dvojnásobném derivování funkce $\tilde{\phi}_i(x)$ v rovnici (5.1) do ní vnáší singulární výrazy, v nichž figuruje Diracova delta funkce a funkce skoku. Pro zachování difúzního charakteru 1D rovnice jsou tyto členy bez zřejmého fyzikálního významu opět převedeny na pravou stranu a zahrnuty spolu s příčnými proudy do členu příčného úniku $\tilde{l}_i(x)$.

Správná aproximace členu $\tilde{l}_i(x)$ tedy musí popsané singularity vhodným způsobem zahrnout. Stručný přehled možných postupů a odkazy na jejich implementace lze najít v článku [1], kde autoři dále popisují matematicky rigorózní přístup založený na převodu šestiúhelníkového problému na pravoúhlý pomocí konformního zobrazení. V současné verzi kódu vyvíjeného na našem pracovišti však používáme z teoretického hlediska výrazně jednodušší postup navržený M. R. Wagnerem v [7]. Ten spočívá v zanedbání singulárních členů (čímž získáme jisté první přiblížení $\tilde{L}_i(x) \approx \tilde{l}_i(x)$) a hledáním přibližného řešení $\tilde{\Phi}_i(x) \approx \tilde{\phi}_i(x)$ takto zjednodušené rovnice (5.1) tak, aby bylo konzistentní s řešením původního 2D problému. Konzistenci požadujeme ve smyslu zachování nodálního průměru:

$$\frac{1}{A}\int_{-h/2}^{h/2} 2y_{t,i}(x)\tilde{\Phi}_i(x)\,\mathrm{d}x = \bar{\bar{\Phi}}_i, \tag{5.2}$$

[2] Pro zjednodušení vynechám v dalších zápisech index grupy.

odkud lze odvodit podle postupu popsaného ve Wagnerově článku tvar aproximace $\tilde{\Phi}_i(x)$. Z něj pak vyplývá pro hodnotu nodálního průměru příčného úniku[3] ($\bar{\bar{L}}_{i,\bullet}$ jsou def. v (3.6)):

$$\bar{\bar{L}}_{i,y} := \frac{2}{3}(\bar{\bar{L}}_{i,u} + \bar{\bar{L}}_{i,v}) - \frac{1}{3}\bar{\bar{L}}_{i,x}\,, \tag{5.3}$$

jemuž se pro zachování konzistence musí rovnat nodální průměr 1D aproximace $\tilde{L}_i(x)$:

$$\frac{1}{A}\int_{-h/2}^{h/2} 2y_{t,i}(x)\tilde{L}_i(x)\,\mathrm{d}x = \bar{\bar{L}}_{i,y}. \tag{5.4}$$

Z fyzikálního hlediska je rozumné předpokládat (podobně jako v pravoúhlém případě), že průběh příčného úniku v rámci 1D nódu bude určen úniky přes příčné strany původního šestihranného nódu. Jeho aproximaci tedy budeme uvažovat ve tvaru

$$\tilde{L}_i(x) = f(x) - \frac{1}{3}\bar{\bar{L}}_{i,x}, \tag{5.5}$$

v němž profilová funkce $f(x)$ závisí jen na $\bar{\bar{L}}_{\bullet,u}$ a $\bar{\bar{L}}_{\bullet,v}$ způsobem popsaným dále a přidaný člen zaručuje konzistenci redukované 1D úlohy s původní úlohou difúze v šestiúhelníku.

Přesnost nodálních metod založených na principu parciální integrace je významně ovlivněna tím, jak přesně vystihuje jimi předpokládaný jednorozměrný profil příčného úniku jeho skutečný průběh. Nejjednodušší tvar profilové funkce získáme, předpokládáme-li v rámci nódu neměnný průběh rovnající se průměrné hodnotě $\bar{\bar{L}}_{i,y}$, tj. $f(x) := \frac{2}{3}(\bar{\bar{L}}_{i,u} + \bar{\bar{L}}_{i,v})$. Na příkladě v odst. 0 bude však vidět, že se touto aproximací dopustíme poměrně velké chyby. Přesnější aproximace dosáhneme, pokud zohledníme průměrné příčné úniky ze dvou sousedních nódů $\mathcal{V}_{i-x}$ a $\mathcal{V}_{i+x}$ [4]. K podmínce (5.4) kladené na funkci $\tilde{L}_i(x)$ v nódu $\mathcal{V}_i$ tedy přidáme analogické podmínky pro zmíněné sousedy. Užitím vztahů (5.5) a (5.3) pro příslušné nódy (kde v členech $\bar{\bar{L}}_{\bullet,\bullet}$ použijeme průměrné toky z posledního provedeného CMFD výpočtu) získáme pro neznámou funkci $f(x)$ soustavu 3 rovnic. Profilovou funkci je tedy možné konstruovat např. jako kvadratický polynom, jehož koeficienty jednoznačně určíme řešením této soustavy (blíže viz. [3]). Vzhledem ke snadné realizovatelnosti a poměrně dobrým výsledkům je tato aproximace často užívaná a tvoří také základ nodální metody popisované v tomto článku.

Jednorozměrné úlohy vycházející z příčné integrace jsou v současné implementaci řešeny semi-analyticky postupem detailně popsaným pro pravoúhlou síť v článku [2] a adaptovaným pro šestiúhelníkovou v práci [3]. Jeho výstupem je pro každou dvojici nódů v AZ aproximace průměrného proudu přes jejich společnou hranu (na okraji AZ vnější nód nahrazuje albedo podmínka). Ta je díky použité metodě řešení přesnější než CMFD aproximace (3.3) či (3.4) a jejich porovnáním (dosazením přesnější aproximace do levé strany CMFD vztahu) lze určit hodnotu příslušného korekčního faktoru.

Výsledky metody

Pro otestování metody byla použita úloha popsaná jako „Benchmark problem no. 1“ v ref. [1]. Úkolem je stanovit normalizované výkony jednotlivých kazet (viz vz. (4.2)) a kritické číslo reaktoru typu VVER-1000 se 163 kazetami v mříži s roztečí $h = 23.6$ cm. Úloha má dvě varianty – v první je kolem AZ

[3] tj. tu část celkového úniku neutronů přes hranice nódu, která probíhá ve směru osy *y* parciální integrace

[4] Na okrajích AZ konstruujeme příčné úniky vnějších (tj. z hlediska použitého modelu nezahrnujícího explicitně reflektor fiktivních) nódů tak, že proudy přes každou jejich stranu společnou s částí hranice AZ určíme z albedo podmínky (3.2) pro odpovídající stranu příslušného vnitřního nódu. Proudy přes ostatní strany fiktivního nódu položíme rovné nule.

přidán reflektor modelovaný koeficientem albedo podmínky (viz (2.3)) $\gamma = 0.125$, v druhé se předpokládá v okolí AZ vakuum ($\gamma = 0.5$). Následující tabulka shrnuje odchylky od výsledků získaných FMFD metodou DIF3D (viz ref. v [1]), měřené jako maximální procentuální chyby ve výkonech ($\Delta\bar{\bar{P}}_{max}$) a relativní rozdíly ve vypočtených kritických číslech (ΔK_{eff}) v jednotkách miliprocent (1 pcm $= 10^{-5}$). Pro srovnání uvádím stejné odchylky pro kódy ANC-HM, resp. ANC-HW, popsanými Chao a Shatillou v [1] a užívajícími konformní zobrazení, resp. Wagnerův přístup, pro získání pomocných nodálních rovnic.

Hlavní odlišnosti kódu ANC-HW od metody popisované v této práci tkví v použití lineární aproximace příčných úniků a jiném schématu pro celoreaktorový globální výpočet, který nevyužívá CMFD metodu. Kód ANC-HW dává horší výsledky než zde popisovaná metoda v obou porovnávaných kritériích, kód ANC-HM je ovšem přesnější při výpočtu rozložení toků. Velmi kvalitní metoda by tedy mohla vzniknout kombinací CMFD schématu s konformním zobrazením, což je jeden z hlavních cílů našeho dalšího výzkumu.

TABULKA VÝSLEDKŮ

γ	Charakteristika	Metoda			
		konst. př. únik	kvadr. př. únik	ANC-HW	ANC-HM
0,125	$\Delta\bar{\bar{P}}_{max}$	8,9	4,4	9,2	0,7
	ΔK_{eff}	180,8	-12,5	192,3	16,0
0,5	$\Delta\bar{\bar{P}}_{max}$	17,3	12,1	19,7	0,7
	ΔK_{eff}	174,3	6,9	161,5	7,2

Závěr

V článku prezentovaná numerická metoda je určena pro výpočet kritického čísla reaktoru s šestihrannou palivovou mříží a stanovení neutronového pole v jeho aktivní zóně. Pro řešení je použita nodální metoda pro dvougrupovou difúzní rovnici neutronů, kombinující hrubosíťový výpočet kritického čísla a integrálních průměrů toků se zpřesňujícími pomocnými výpočty. V nich se postupně na dvojicích nódů v rámci celé AZ semi-analyticky řeší tři obyčejné diferenciální rovnice získané metodou příčné integrace. Člen příčného úniku vzájemně provazující tyto rovnice je aproximován kvadratickou funkcí, zkonstruovanou s využitím informace ze dvou sousedních nódů. Singulární složky komplikující tento člen v šestiúhelníkové nodální soustavě jsou nahrazeny podmínkou konzistence 1D difúzní úlohy s původní dvojrozměrnou.

Při řešení modelového příkladu metoda velmi přesně vypočítala kritické číslo a přijatelné výsledky poskytla i při výpočtu rozložení toků. Zde se ovšem dopustila větších chyb než některé konkurenční metody. To nicméně nebrání jejímu použití v těch fázích procesu optimalizace palivových vsázek, v nichž je důležitým měřítkem reaktivita a stačí znát jen relativní rozložení průměrných výkonů. V současné době probíhá za účelem zpřesnění metody implementace konformního zobrazení. Zároveň je již ve fázi testování její rozšíření o schopnost řešit kompletní trojrozměrný model aktivní zóny.

Poděkování

Rád bych poděkoval vedoucímu mé bakalářské práce (která sloužila jako podklad pro tento článek) Ing. Marku Brandnerovi, PhD. za mnoho podnětných myšlenek a pomoc nejen při jejím sepisování. Za mnoho cenných rad a připomínek děkuji také Ing. Romanu Kuželovi, PhD. Výzkum byl podporován projektem 1M0545 a výzkumným záměrem MSM 4977751301 MŠMT ČR.

Literatura

[1] Y. A. Chao and Y. A. Shatilla. Conformal Mapping and Hexagonal Nodal Methods – II: Implementation in the ANC-H Code. *Nucl. Sci. Eng.*, 121:210–225, 1995.

[2] Xue Dong Fu and Nam Zin Cho. Nonlinear analytic and semi-analytic nodal methods for multigroup neutron diffusion calculations. *J. Nucl. Sci. Technol. (Tokyo, Jpn.)*, 39(10):1015–1025, říjen 2002.

[3] Milan Hanuš. Numerical modelling of neutron flux in nuclear reactors. Bakalářská práce, Fakulta aplikovaných věd, Západočeská univerzita v Plzni, červen 2007.

[4] Scott P. Palmtag. *Advanced Nodal Methods for MOX Fuel Analysis*. Dizertační práce, Massachusetts Institute of Technology, srpen 1997.

[5] Weston M. Stacey. *Nuclear Reactor Physics*. John Wiley & Sons, Inc., N.Y., 2001.

[6] Eugene L. Wachspress. *Iterative Solution of Elliptic Systems And Applications to the Neutron Diffusion Equations of Reactor Physics*. Prentice-Hall, Inc., Englewood Cliffs, N. J., 1966.

[7] M. R. Wagner. Three-Dimensional Nodal Diffusion and Transport Theory Methods for Hexagonal-z Geometry. *Nuc. Sci. Eng.*, 103:377–391, May 1989.

MALÝ ENERGETICKÝ ZDROJ NA MARSU – PERSPEKTIVNÍ TEPELNÝ OBĚH S JADERNÝM REAKTOREM

Jakub Maščuch
ČVUT Praha
Fakulta strojní
Ústav mechaniky tekutin a energetiky
Odbor tepelných a jaderných energetických zařízení

Abstrakt

K prioritám kosmického výzkumu, akcentovaným v poslední době prezidentem Spojených států amerických Georgem W. Bushem, patří návrat člověka na Měsíc a následná mise k Marsu.

Tento příspěvek pojednává o perspektivních možnostech zásobení lidské základny na Marsu energií. V první části je provedena stručná rešerše možností zásobení základny primárními energetickými zdroji s předběžnou definicí některých důležitých nároků na zdroj energie. Následuje diskuze volby vhodné pracovní látky oběhu s jaderným zdrojem a části výsledků dílčí optimalizace, která byla provedena s cílem ověřit technickou proveditelnost zdroje a vybrat perspektivní tepelné oběhy.

Úvod

V článku [2] byly prezentovány závěry analýzy, která byla provedena s cílem definovat některé důležité omezující podmínky a požadavky na první návrh energocentrály na Marsu. Mezi nejvýznamnější je možné zahrnout například:

- vysokou provozní spolehlivost a bezpečnost, prakticky nulové nároky na údržbu;
- dokonale autonomní provozní režim, instalace na povrchu a uvedení do provozu;
- hmotnost vzhledem k očekávané nosnosti budoucích kosmických nosičů **max. 65 t**;
- objemové nároky – **válec o výšce max. 10 m s průměrem podstavy max. 6 m**;
- **elektrický výkon** jednotky na úrovni **400 kW_{el}**.

Dále je možné považovat elektřinu za jedinou prakticky použitelnou formu energie pro základnu, a to zejména vzhledem k její neomezené transformovatelnosti, vyřešenému spolehlivému transportu a možnosti dosažení velmi vysoké spolehlivosti.

Možnosti využití primárních energetických zdrojů

Analýza zdrojů elektřiny pro dosavadní vesmírné mise ukázala, že efektivně lze použít v zásadě chemické články, palivové články a fotovoltaiku. Uplatnění našly v menší míře i radioizotopové baterie a proběhly zkoušky celé řady dalších systémů. Přibližnou představu o zdroji energie pro lidskou posádku na jiném kosmickém tělese je možné si s velmi omezenou platností udělat pouze z expedic Apollo k Měsíci. Měsíční výsadkový modul (LEM) byl vzhledem k dostačující několikadenní životnosti napájen stříbrozinkovými bateriemi [4]. Pro plánovanou misi na Mars bude třeba uspokojit kvalitativně i kvantitativně jiné požadavky na zabezpečení energií. Vysoké nároky na spolehlivost a kvalitu dodávky elektřiny budou mít vědecké i plánované průmyslové moduly postupně se rozšiřující základny [2].

Návrh spolehlivého energetického systému musí vycházet ze zevrubného studia možností získání primárního energetického zdroje (PEZ) pro další transformace. Pro hodnocení se ukázalo jako účelné

rozdělit tyto PEZ na dva potenciální okruhy, kterými jsou:

1. potenciál dostupný na planetě (využití solární energie či větru);
2. dovoz energie ze Země (energie chemické vazby a jaderná energie).

Pro hodnocení potenciálu byl zvolen postup identifikace a vyřazení nevhodných koncepcí využívající různých PEZ, jehož nástin je uveden v [2]. Hodnocení spočívalo ve:

1. formulaci nutných podmínek pro každou fázi práce a ověření jejich splnění (např. omezující podmínky a požadavky v úvodu);
2. hodnocení posuzované koncepce z pohledu dále uvedených podmínek.

Následně byl proveden výběr vhodné varianty řešení podle zvoleného technického kriteria a závěrečné hodnocení s doporučením, ve kterém bylo přihlédnuto k širším souvislostem a technologickým aspektům řešení.

Přírodní podmínky na Zemi a Marsu - srovnání

Možnosti využití kteréhokoliv ze zdrojů energie se odvíjejí od podmínek panujících na povrchu planety [2]. Podmínky na Marsu se liší od těch pozemských zejména v zásadně odlišných vlastnostech atmosféry a v charakteru pohybu Marsu kolem Slunce (viz Tabulka 1) [3].

Tabulka 1 – Srovnání některých parametrů Země a Marsu

	Země	Mars
Atmosférický tlak na povrchu planety	101,3 kPa	0,7 ± 0, 1 kPa
Složení atmosféry (molární podíl)	N2 (0,8)	CO2 (0,95)
	O2(0,2)	N2 (0,03)
Průměrná teplota	286 K	216 K
Doba oběhu kolem Slunce	365,26 d	687 d (=668 solů)
Doba rotace kolem osy	0,9973 d (24h)	1,026 d (=24h40 = 1 sol)

V [1] byly určeny předpokládané návrhové vlastnosti atmosféry Marsu a identifikovány jejich možné výkyvy. Tabulka 2 ukazuje nejdůležitější, pro výpočty použité, návrhové hodnoty.

Tabulka 2 - Návrhové parametry atmosféry Marsu v předpokládaných místech přistání

Atmosférický tlak návrhový:		750 Pa
Teplota návrhová:		230 K
Hustota atmosféry:		0,02 kg/m^3
Rychlost větru:	léto	2 – 7 m.s^{-1}
	podzim	5 – 10 m.s^{-1}
Průměrný osvit v místech plánovaných přistání		250 W/m^2

Potenciál PEZ dostupný na Marsu (využití solární energie nebo větru)

U všech solárních systémů lze pro získání požadovaného elektrického výkonu očekávat vysokou hmotnost. Po rozboru možností výroby elektřiny podloženém informacemi o solárních článcích a akumulátorech použitých NASA (informace k misi Mars Exploration Rover [5], [6]) lze usuzovat, že pro požadovaný výkon 400 kW_{el} by bylo třeba vézt ze Země minimálně 440 t nákladu. Číslo zahrnuje solární

články a nezbytné baterie v kapacitě, která byla dostačující pro robotické mise. K obdobným výsledkům je možné dospět při rozboru výroby elektřiny prostřednictvím tepelných oběhů využívajících sluneční záření.

Solární systémy navíc zřejmě nejsou vzhledem k technologické náročnosti v dostatečné míře schopné autonomní instalace na povrchu Marsu ani autonomního uvedení do provozu. Proti solární energii dále mluví, kromě střídání ročních období a denního cyklu, také možný výskyt prachových bouří, které někdy zasahují celou planetární atmosféru. Prach může způsobit závažná poškození zařízení a jeho výskyt vyžaduje trvalou obsluhu pracovních ploch. Není tedy pravděpodobně vhodné, s ohledem na omezující podmínky zmíněné v úvodu, doporučit sluneční záření jako základní zdroj energie.

Možnosti využití větrné energie je možné nastínit použitím klasických vztahů. Maximální teoretický měrný výkon elektrárny je v podmínkách Marsu 0,75 W/m^2 plochy rotoru elektrárny. Výsledek byl získán při uvažování teoreticky maximálního součinitele výkonu (obdoba účinnosti) $c_{pmax} = 0,6$ ve vztahu pro měrný výkon $p = c_{pmax}.½.\rho.v^3$. Ve výpočtu bylo uvažováno s hustotou atmosféry $\rho = 0,02$ kg/m^3 a průměrnou rychlostí větru v = 5 m/s [1]. Je-li dále uvažován součinitel využití roven 1, což znamená neustávající vhodný vítr, bylo by pro získání požadovaných 400 kW_{el} nutné instalovat cca 270 větrných elektráren o průměru rotoru 50 m. Velmi vysoké nároky na prostor a hmotnost jsou již při tomto prvním přiblížení zřejmé, využití větrné energie se tedy zdá být z pohledu v úvodu naznačených omezujících podmínek neúměrně náročné.

Oba výše popsané systémy by navíc musely v technických řešeních čelit následujícím podmínkám a omezením:

- nutnost akumulace elektřiny => zvyšování hmotnosti a objemu systému;
- budování rozsáhlých základů či technické řešení vhodných podstav pod solární panely či větrné elektrárny, které by byly schopny čelit marsovským podmínkám velmi nízkých teplot => další výrazný nepříznivý efekt na hmotnost.

Vzhledem k výše uvedeným skutečnostem zřejmě není účelné předpokládat, že by výroba elektřiny na planetě šla v prvních fázích osídlení cestou místních primárních obnovitelných zdrojů. Lze předpokládat trvání obecného přístupu k projektování vesmírných zařízení, kdy se mise opírají o autonomní, bezúdržbové, prověřené, kompaktní, spolehlivé a přiměřeně levné zdroje energie. Obnovitelné zdroje s přihlédnutím k dnešním technologickým možnostem zřejmě nebudou v prvních fázích osídlení tyto požadavky schopny bezezbytku naplnit. Zejména solární články by však mohly být využity v systémech zálohování energetických potřeb významných zařízení při kolapsu centrálních rozvodných sítí.

Potenciál PEZ dopravitelných ze Země (energie chemické vazby a jaderná energie)

Primární energetické zdroje je možné na Mars dopravovat ze Země. V tom případě ovšem není přirozeně možné počítat jen s hmotností technologického zařízení, je nutné přihlédnout k technologii přepravy paliva, jeho skladování a využití. Principiálně je zřejmě možné využít těchto PEZ:

- energie chemické vazby;
- jaderná energie.

K posouzení možnosti využití energie chemické vazby byla zvolena jedna z pohonných směsí pro raketové motory. Vodík a kyslík se po provedení dílčích rozborů z technologických důvodů souvisejících s dopravou, skladováním a manipulací nejeví jako vhodné. Reakcí $UDMH/N_2O_4$ (asymetrický

dimethylhydrazin a oxid dusičitý) je možné získat spalné teplo na úrovni 30 MJ/kg_{paliva}. S nutností vézt ze Země také okysličovadlo klesá získatelná energie na 8,3 MJ/kg_{smesi}. Při spotřebě elektřiny 9600 kWh/den by 65 t uvedené směsi dostačovalo na necelé 4 dny provozu centrály o výkonu 400 kW_{el} při uvažované elektrické účinnosti zařízení 25 %. Navíc by nutně docházelo ke znečišťování tamního prostředí odpadními produkty chemických reakcí. Energie chemické vazby je tedy zřejmě pro využití na Marsu velmi nevhodná. Zásobování základny je v nastíněných měřítkách zcela nereálné.

Pramen [7] uvádí dosažitelný výkon jaderného zdroje energie na úrovni 300 – 4000 kW tepelných na 1 kg vynesený ze Země. Pro výkon 400 kW_{el} při očekávané elektrické účinnosti oběhu 25 % je nutný tepelný výkon reaktoru 1,6 MW. Návrhem použitelného typu jaderného reaktoru pro podmínky Marsu se zabývá [8]. Odtud je možné usuzovat, že by při výkonu 1,6 MW a životnosti 25 let neměla hmotnost aktivní zóny překročit 250 – 300 kg při dostatečné zásobě reaktivity pro jedinou uvažovanou vsázku paliva. Výstupní teplota chladiva z reaktoru byla uvažována 600°C s ohledem na předpokládané využití atmosféry Marsu. Hmotnost celé jaderné elektrocentrály včetně všech pomocných provozů by neměla překročit 17 – 20 t [1].

Shrnutí potenciálu PEZ

Z rozboru provedeného v práci [1], který byl stručně prezentován v předchozích kapitolách, zřetelně vyplývá **doporučení pro nasazení jaderného zdroje** jako pravděpodobně nejúčelnější možnosti zabezpečení dostatečného množství energie s přijatelnými nároky na hmotnost a objem materiálu vyneseného ze Země. Ze zkušeností z provozu jaderných zařízení na Zemi lze usuzovat, že jaderné zařízení při optimálním návrhu vykáže potřebnou spolehlivost, bezpečnost a dostatečnou autonomii bez nároků na údržbu. Spolehlivost elektrocentrály lze podstatným způsobem ovlivnit, jak je dále ukázáno, také volbou pracovní látky tepelného cyklu a jeho zapojení.

Z hlediska systému záloh elektřiny může mít význam fotovoltaika.

Transformace energie

Přestože je známa řada postupů transformace tepelné energie na elektřinu, jeví se po provedení dílčích rozborů jako perspektivní především využití tepelného oběhu [1]. Možnosti přímé přeměny jsou limitovány jak prakticky dosažitelnou teplotou chladiva reaktoru (nemožnost aplikace dnes známých a relativně málo vyzkoušených MHD generátorů), tak hmotností termoelektrických či jiných článků, u nichž se tak projevuje relativně nízká účinnost.

Volba pracovní látky tepelného oběhu

V úvodu studia využití jaderné energie bylo nutné provést zevrubný rozbor potenciálních pracovních látek a určit ty, se kterými je možné a účelné pro elektrocentrálu počítat. Vzhledem k přírodním podmínkám na Marsu jsou zásadní fázové vlastnosti těchto využitelných pracovních médií. Ty totiž do značné míry omezují rozsah oběhů a také předurčují jejich praktickou využitelnost.

Mezi rozhodujícími požadavky na energetické zařízení dominuje spolehlivost. Při návrzích využitelných oběhů je zřejmě nutné vycházet z předpokladu, že dosažení maximální možné těsnosti je technologicky i finančně velmi náročné. Bude nezbytně nutné věnovat značnou pozornost

technologickým úskalím (např. těsnosti zařízení), zahrnutí náhodných jevů a pečlivě zpracovávat pravděpodobnostní data.

Zároveň je s cílem minimalizovat hmotnost účelné uvažovat o pokud možno jednookruhovém uspořádání zařízení. Otázkou je pak vhodnost použití pracovní látky tepelného oběhu i jako chladiva pro jaderný reaktor, kdy se přidávají požadavky na odolnost proti záření, atp.

Pro dosažení vysoké spolehlivosti a nízké hmotnosti celého zařízení byly navrženy [1] následující podmínky:

- ložiska točivých strojů mazaná přímo pracovní látkou (eliminace nutných podpůrných systémů);
- únikům pracovní látky nelze za rozumných podmínek trvale nebo v dostatečné míře zabránit;
- kvůli vysoké spolehlivosti by pak měly být tolerovány malé úniky pracovní látky.

Pracovní látka pak musí při akceptování uvedených podmínek splňovat zejména následující požadavky:

- snadná skladovatelnost;
- snadná dostupnost;
- dostatečná zásoba v místě použití.

V tuto chvíli je možné dále požadovat, aby elektrárna nevyžadovala pracovní látku, pro kterou by bylo nutné konstruovat a stavět nové skladovací kapacity, zajišťovat na Marsu jejich zálohování a bránit únikům v těchto systémech. Tento specifický přístup k projektování kosmických prostředků, který uvažuje pro pracovní látky pokud možno několikeré využití (spojené s minimalizací nároků na skladování, různost systémů, spolehlivost, atp.) a snaha o minimalizaci hmotnosti zařízení je stěžejní. Navíc je zřejmé, že na základně běžně dostupné látky (zejména voda a vzduch) mají charakter strategických surovin, jejichž nedostatek či únik přímo ohrožuje posádku na životě. Analýza [9] ukázala na významné výhody CO_2 jako pracovního média v obězích využívajících tepla z jednotky ADTT zejména pro jeho termohydraulické vlastnosti. K tomu je nutno uvést zásadní výhodu CO_2 při použití na Marsu – jeho atmosféru tvoří CO_2 z 95%.

Výhody použití marsovské atmosféry jako pracovní látky pro oběh s jaderným reaktorem jako zdrojem tepla jsou zřejmé:

- snadná dostupnost v neomezeném množství – umožňuje provoz i při definovaných únicích pracovní látky => zásadní zvýšení spolehlivosti a možnost zjednodušení konstrukce energetického komplexu;
- nejmenší nároky na pomocné provozy;
- dobré vlastnosti jako chladivo pro jaderný reaktor, velmi dobré termo-fyzikální a přijatelné provozní vlastnosti [9].

Pro zjednodušení výpočtů je v následujících tepelných obězích jako pracovní látka místo marsovské atmosféry uvažován čistý CO_2.

Tepelné oběhy pro jadernou elektrocentrálu na Marsu

V souladu s předpoklady uvedenými v předchozích odstavcích je teplo uvolněné při jaderné reakci do chladiva CO_2 o výstupní teplotě 600 °C třeba transformovat na elektřinu. Některé z posuzovaných použitelných tepelných oběhů jsou:

- otevřený či uzavřený oběh plynové turbíny (Braytonův)
  - s regenerací;
  - bez regenerace;
- nadkritický kondenzační CO_2 oběh
  - s regenerací;
  - bez regenerace.

Nezbytné teplotní úrovně oběhů, zejména teploty odvodu tepla z cyklu do Marsovské atmosféry, byly stanoveny s ohledem na výše zmíněné návrhové parametry atmosféry.

Oběhy plynové turbíny s CO_2 (Braytonův)

Otevřené oběhy plynové turbíny jsou s ohledem na relativně nízký atmosférický tlak před kompresorem a s tím související nepřiměřeně velké objemové toky v oběhu prakticky nepoužitelné. Zmíněnou nevýhodu otevřených oběhů řeší oběhy uzavřené, kde je možné objemové toky v oběhu ovlivnit nastavením tlaku před kompresorem. Uzavřený oběh plynové turbíny s CO_2 je uveden na obrázku 1a. Na základě provedené dílčí optimalizace je možné konstatovat, že je tento oběh i díky příznivé hodnotě účinnosti η při zvolené maximální užitečné práci ($l_{už}$) perspektivní možností pro využití na elektrocentrále pro Mars. Tlak média před kompresorem je pro v tabulce 3 uvedený případ 100 kPa. Vybraný cyklus plní v [1] stanovené podmínky pro tuto fázi hodnocení (přijatelný průměr potrubí na sání kompresoru d_{sk} a na vstupu do turbíny d_{vt}). V_{vt} je objemový tok média potrubím na vstupu do turbíny.

Tabulka 3 - Porovnání uzavřených Braytonových oběhů

	η [1]	V_{vt} [m³/s]	d_{sk}/d_{vt} [m]
bez regenerace (η_{opt})	18,9	0,603	0,2/0,1
s regenerací ($l_{už\ opt}$)	32,2	1,014	0,2/0,13

Nadkritické kondenzační CO_2 oběhy

Po provedení dílčích optimalizací byl jako nejperspektivnější identifikován nadkritický CO_2 kondenzační oběh s koncovým bodem expanze v turbíně nad horní mezní křivkou, kdy je možné využít regenerace tepla podobně, jak je tomu u Braytonova oběhu (viz obrázek 1b). Při výpočtech bylo užito definice reálných vlastností CO_2 podle 0. Tlak před čerpadlem (cca 1,8 MPa) byl určen kondenzační teplotou 250 K. Byly identifikovány významné výhody kondenzačního oběhu s regenerací, zejména oproti uzavřenému Braytonovu oběhu s regenerací významný nárůst užitečné práce se stlačením, navíc ve vyšších absolutních hodnotách.

Shrnutí a výběr optimálního oběhu

Zásadní rozdíl mezi oběma uvedenými perspektivními oběhy je (v důsledku výrazně odlišných tlaků v oběhu a tedy hustot pracovního média) možné očekávat ve velikosti teplosměnných ploch výměníků tepla. Hmotnost výměníků tepla má ovšem významný vliv na hmotnost celého zařízení. S využitím metod užívaných k výpočtu tepelných výměníků [10] byly uvedené perspektivní oběhy podrobeny posuzování z hlediska nároků na teplosměnné plochy pomocí hodnotícího kriteria kS, tedy součinu součinitele prostupu tepla k a velikosti teplosměnné plochy S. Dosažené výsledky spolu s nejdůležitějšími údaji výpočtu shrnuje následující tabulka.

Tabulka 4 - Vybrané parametry uvedených oběhů

		Kondenzační s regenerací	*uzavřený Braytonův* s regenerací
výkon	[kW_{el}]	400	400
teplota za reaktorem	[K]	873	931
tlak před turbinou	**[MPa]**	**15,84**	**0,88**
účinnost oběhu	[-]	0,412	0,338
měrná práce	[kJ/kg]	218,98	91,21
ΣkS		**31761**	**123769**

Vybrané tepelné oběhy splňují v úvodu stanovená kriteria. Nadkritický kondenzační oběh s regenerací vykazuje nejlepší hodnotu kS. Oběh má ze všech v [1] posuzovaných oběhů také nejvyšší čistou účinnost. Jeho nevýhodou je poměrně vysoká úroveň tlaků (cca 16 MPa). Uzavřený Braytonův cyklus pracuje s výrazně nižším tlakem (cca 1 MPa), parametr kS je však v porovnání s kondenzačním oběhem čtyřnásobný.

Závěr

V příspěvku jsou nastíněny možnosti zásobení energetického zdroje s výkonem 400 kW_{el} pro sídlo člověka na Marsu primárními energetickými zdroji. Využití na planetě dostupných obnovitelných zdrojů energie zřejmě nebude v prvních experimentálních misích možné. Z provedených analýz plynou poměrně vysoké nároky na hmotnost nutných technologických zařízení. Otázkou dále zůstává jejich spolehlivost a možnost zajištění bezúdržbového provozu. Jediným všestranně použitelným primárním zdrojem energie, který splňuje všechny v úvodu uvedené požadavky, je dovezené jaderné palivo využité v jaderném reaktoru.

Využití přímých transformací tepelné energie na elektřinu se nejeví jako perspektivní [1]. Naopak je možno konstatovat řadu výhod aplikace tepelných oběhů, zejména pak nadkritického kondenzačního CO_2 oběhu s regenerací, který by jako pracovní látku využil atmosféru Marsu. Tento oběh je tak možné doporučit k dalšímu rozpracování, které by mělo podrobně prověřit skutečnou realizovatelnost systému.

Závěrem je třeba připomenout skutečnost, že řešení všech komponent oběhu se musí vždy odvíjet od specifických podmínek na Marsu. Není možné bez důkladného posouzení a úprav přebírat analogické stroje pracující na Zemi [2].

Literatura

[1] Maščuch, J. *Možnosti výroby elektřiny pro první sídlo na Marsu : diplomová práce.* Praha: ČVUT Fakulta strojní, 2007.

[2] Maščuch, J.; Bartoš, O. Možnosti současných energetických technologií v podmínkách Marsu. In *Power systems engineering, thermodynamics & fluid flow 2007*. 2007.

[3] http://nssdc.gsfc.nasa.gov/planetary/factsheet/marsfact/html

[4] www.kosmo.cz

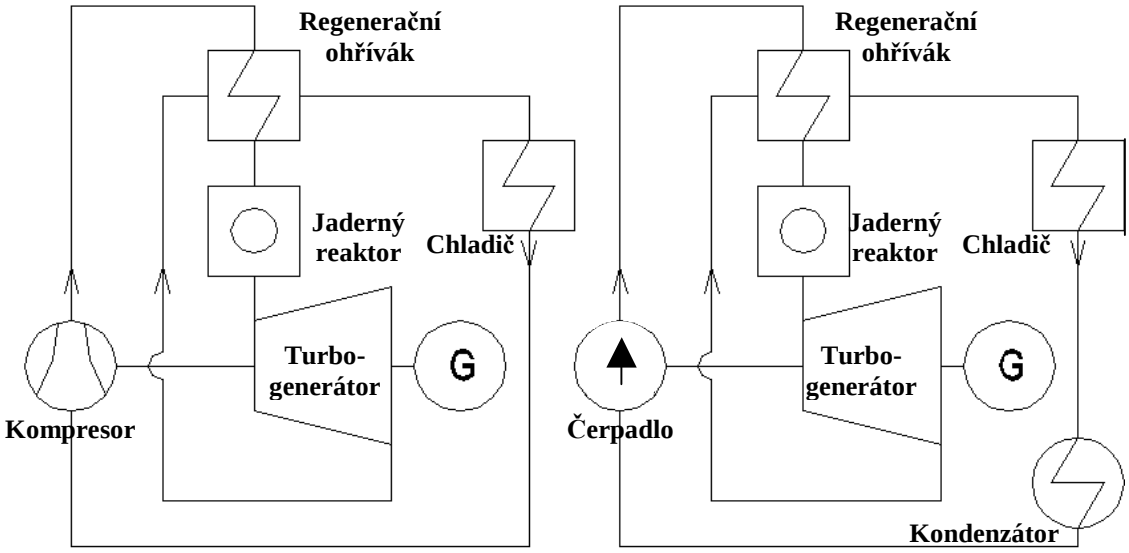
[5] http://marsrovers.jpl.nasa.gov/technology/bb power.html

[6] http://hobbiton.thisside.net/rovermanual

[7] Systems with separate energy/power source, dostupný z: http://www.lr.tudelft.nl

[8] Doizman, L.; Shwageraus, E; Dostal, V. Reactor design strategies for Martian research base. In *Proceedings of the International Youth Nuclear Congress 2006.* Paper No. 298. 2006.

[9] Hlavová, J. *Uzavřený oběh s CO_2 pro využití tepla z jednotky ADTT : diplomová práce.* Praha: ČVUT Fakulta strojní, 2001.
Spon, R.: Wagner, W. A new equation of state for carbon dioxide covering the fluid region from the triple-point temperature to 1100 K at presures up to 800 MPa. *J. Phys. Chem. Ref Data*, 1996, vol.25, no.6, p.1509 – 1596.
[10] Šesták, J.; Žitný, R. *Tepelné pochody II.* Výměníky tepla, odpařování, průmyslové pece a elektrický ohřev. Vydání druhé. Praha : Nakladatelství ČVUT, 2006. 165 s. ISBN 80-01-03475-5.



a) Braytonův oběh s regenerací **b) kondenzační oběh s regenerací**

Obrázek 1 - Schémata perspektivních oběhů: a) Braytonův oběh s reg. b) kondenzační oběh s reg.

ZADRŽANIE ROZTAVENEJ AKTÍVNEJ ZÓNY V TLAKOVEJ NÁDOBE REAKTORA ZAPLAVENÍM ŠACHTY REAKTORA

Andrea Bachratá
ČVUT Praha
Fakulta jaderná a fyzikálně inženýrská
Katedra jaderných reaktorů

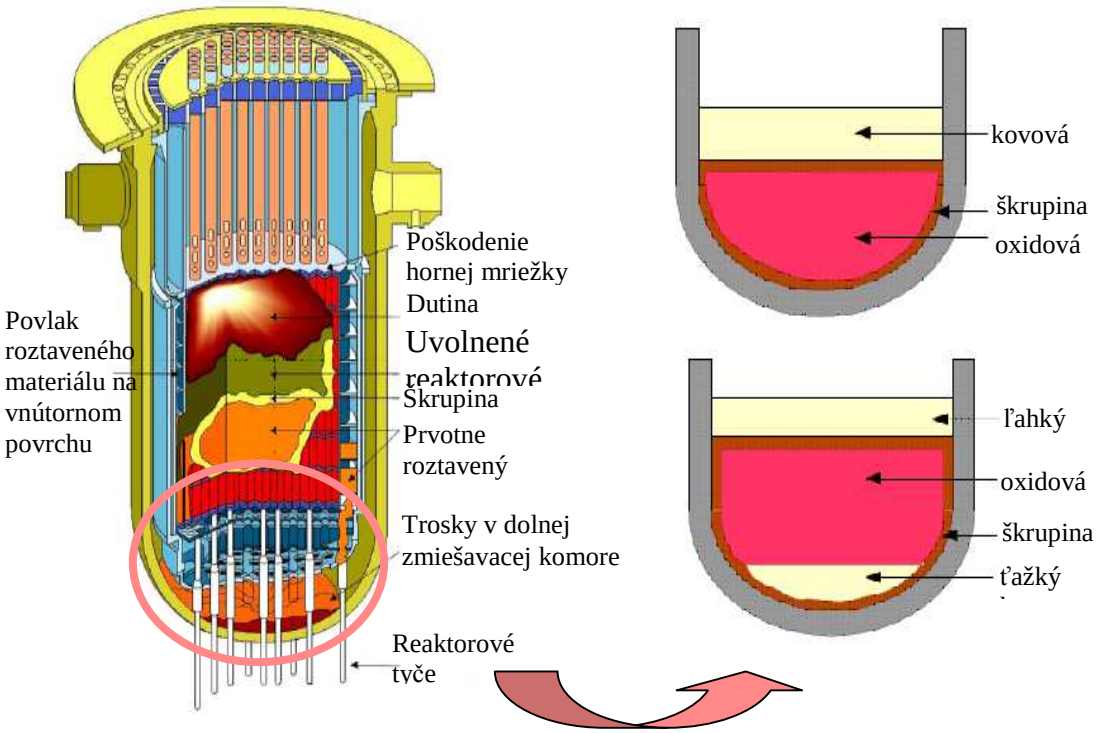
Abstrakt

Najjednoduchším a zároveň najefektívnejším spôsobom pre zabránenie ďalšieho nekontrolovaného vývoja ťažkej havárie s tavením aktívnej zóny je zabránenie zlyhania tlakovej nádoby reaktora (TNR). V anglosaskej odbornej literatúre sa pre uvedený prístup zaužíval pojem „in-vessel (corium) retention“ (IVR). Základná myšlienka zadržania roztavenej aktívnej zóny v tlakovej nádobe reaktora prostredníctvom chladenia jej vonkajšieho povrchu spočíva v zaplavení šachty reaktora a odvode rozpadového tepla cez stenu TNR do obklopujúcej vody a odtiaľ v režime prirodzenej cirkulácie do atmosféry kontejnmentu jadrovej elektrárne. Táto stratégia má pri havárii s tavením paliva za cieľ lokalizovať a stabilizovať kórium vnútri tlakovej nádoby reaktora. Bez jej aplikácie by mohlo dôjsť k strate integrity (pretaveniu) tlakovej nádoby reaktora a interakcii kória s betónom na dne šachty reaktora. Na simuláciu IVR boli vyvinuté výpočtové kódy MVITA a ASTEC (modul DIVA). Na elektrárni Loviisa boli vykonané nevyhnutné technické modifikácie zamerané na implementáciu IVR stratégie. Táto stratégia je tiež súčasťou projektu pokročilých tlakovodných reaktorov AP600 a AP1000.

Úvod

Pravdepodobnosť vzniku ťažkej havárie v jadrovej elektrárni je veľmi malá a môže nastať len v dôsledku viacnásobných zlyhaní. Napriek tomu je pripravený tzv. manažment ťažkých havárií, ktorého cieľom je riadenie priebehu a zmierňovanie následkov ťažkých havárií. Základným bezpečnostným princípom v jadrovej oblasti je ochrana do hĺbky, ktorá je vo všeobecnosti rozdelená do piatich stupňov [1]. Stratégia zadržania roztavenej aktívnej zóny v tlakovej nádobe reaktora, ktorá je predmetom tejto práce, je zahrnutá vo štvrtom stupni. Tento stupeň konkrétne zahrňuje manažment ťažkých havárií ktorého cieľom je udržanie integrity ochrannej obálky jadrovej elektrárne. Posledný (piaty) stupeň ochrany zahrňuje post havarijné opatrenia na zmiernenie následkov úniku rádioaktivity do okolia JE a nie je predmetom tejto práce.

Ťažká havária spojená s tavením zóny môže nastať len v dôsledku viacnásobných zlyhaní napr. pri strate chladiva primárneho okruhu a súčasnom zlyhaní všetkých systémov havarijného chladenia. Matkou ťažkých havárií bola havária na Three Mile Island v roku 1979. Táto havária dospela do štádia vytvorenia roztaveného bazénu na dne dolnej zmiešavacej komory. Veľké úlomky vnútro-reaktorových štruktúr boli roztrieštené po reaktorovej nádobe (Obrázok 1).



Obrázok 1: Konečný stav Three Miles Island (vľavo), všeobecná dvojvrstvá a MASCA konfigurácia kória (vpravo)

V prípade ťažkej havárie spojenej s tavením aktívnej zóny je základná požiadavka lokalizácia a stabilizácia roztavenej aktívnej zóny. Z tohto hľadiska existujú dva možné prístupy. Prvý sa v anglosaskej odbornej literatúre nazýva *in vessel retention* a je predmetom tejto práce. Tento prístup je v súčasnosti aplikovaný na elektrárni Loviisa (2 x VVER-440-V213) vo Fínsku. Táto stratégia je súčasťou projektu elektrární AP-600 a AP-1000. Aplikovateľnosť toho prístupu je podmienená schopnosťou uchladenia tlakovej nádoby reaktora. Tepelný tok cez stenu nádoby musí byť menší než je kritický tepelný tok. Táto stratégia je preto možná len pre elektrárne nízkeho a stredne veľkého výkonu. Druhý prístup sa v zahraničnej literatúre označuje ako *ex vessel retention*. Spočíva v lokalizácii roztavenej aktívnej zóny v špeciálnych priestoroch a lapačoch aktívnej zóny. Je súčasťou projektu elektrární EPR a JE-92.

Základné princípy stratégie IVR

Scenár ťažkej havárie s tavením aktívnej zóny predpokladá relokáciu roztavených častí paliva a vnútroreaktorových konštrukcií do dolnej zmiešavacej komory. Oxid uraničitý spolu s oxidom zirkoničitým, nezoxidovaným zirkóniom, štiepnymi produktmi a oceľou z vnútro-reaktorových štruktúr vytvoria zlúčeninu nazývanú kórium. Možná Konfigurácia roztaveného bazénu v dolnej zmiešavacej komore môže byť rôzna. Na Obrázku 1 je znázornená tzv. štandartná konfigurácia a MASCA konfigurácia, ktorá je výsledkom experimentov MASCA vykonaných v Rusku.

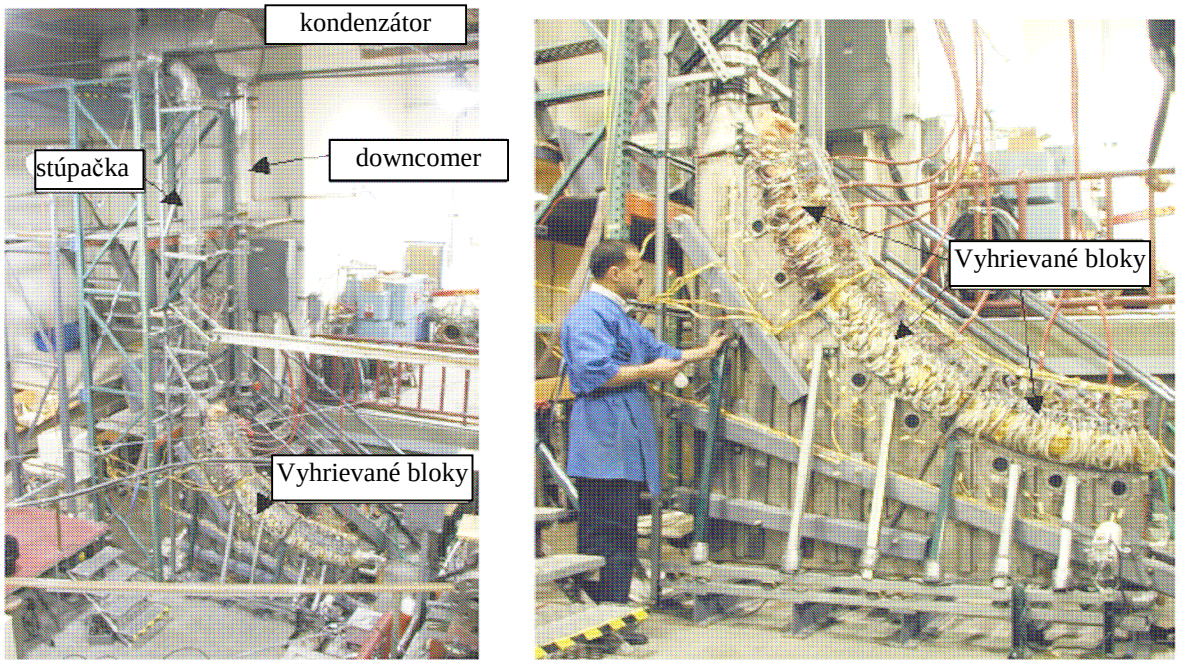
Napriek tomu, že jadrová reakcia bude v prípade havárie utlmená, zvyškový výkon štiepnych produktov a ním vyvolané vysoké teploty kória môžu ohroziť štrukturálnu integritu steny reaktorovej nádoby. Princíp zadržania roztavenej aktívnej zóny v tlakovej nádobe reaktora *zaplavením šachty*

reaktora spočíva v zaplavení šachty reaktora a odvodu zvyškového výkonu cez stenu reaktorovej nádoby do vody v zaplavenej šachte reaktora a odtiaľ do atmosféry ochrannej obálky jadrovej elektrárne prostredníctvom *pasívnych* bezpečnostných prvkov. Cieľom tejto stratégie je lokalizácia a stabilizácia kória vnútri reaktorovej nádoby. V inom prípade môže dôjsť k porušeniu integrity reaktorovej nádoby čo môže viesť k nežiadúcej interakcii kória s betónom na dne šachty reaktora.

Reaktorová nádoba stráca pri vysokých teplotách svoju mechanickú pevnosť. Nutnou podmienkou úspešnej aplikácie princípu zadržania zóny v nádobe reaktora je udržanie dostatočnej hrúbky steny nádoby. Tá v prípade dotyku s kóriom je na vnútornom povrchu vystavená abalácii, čím sa zmenšuje jej hrúbka. Tento efekt je najväčší v oblastiach styku roztavenej kovovej vrstvy so stenou nádoby, kde je veľký prestup tepla. Stena nádoby nie je v tejto oblasti chránená zatuhnutou kysličníkovou vrstvou („krustou“) s nízkou tepelnou vodivosťou a nastáva tu takzvaný „fokúsny efekt“. Zvyšná hrúbka steny, musí byť schopná uniesť váhu roztaveného bazénu v dolnej zmiešavacej komore. Táto podmienka bude splnená len v prípade, že hodnoty tepelného toku budú nižšie než je hodnota kritického tepelného toku.

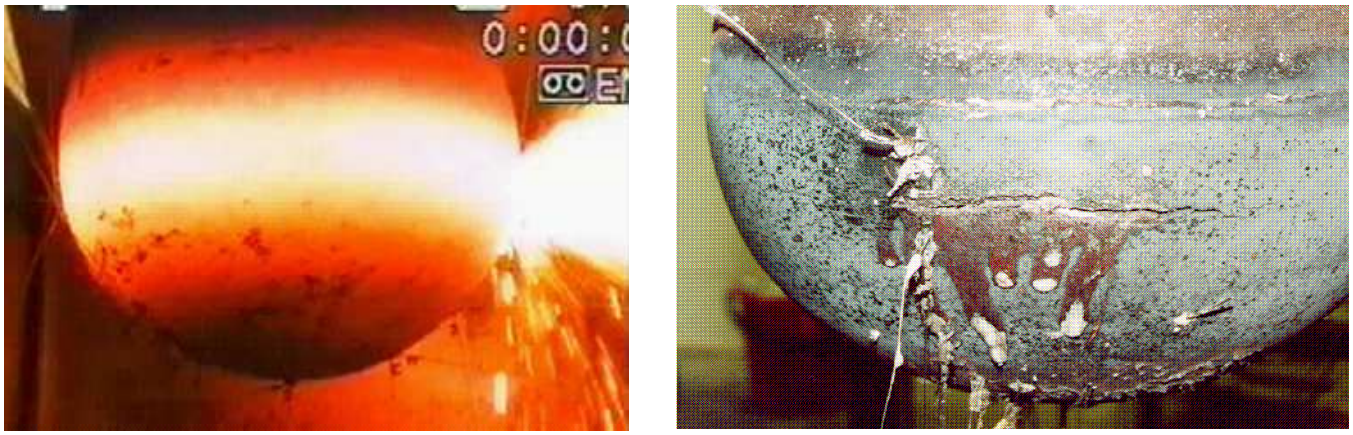
Experimenty vykonané na štúdium IVR

Najrozsiahlejšie teoretické štúdie a experimenty zamerané špecificky na možnosť chladenia vonkajšieho povrchu nádoby reaktora VVER-440/V213 boli vykonané vo Fínsku pre JE Loviisa. Pre tento účel bolo skonštruované jednorozmerné experimentálne zariadenie ULPU. Zariadenie je tvorené uzavretou slučkou na modelovanie prirodzenej cirkulácie. Séria experimentov bola zameraná na prestup tepla vo valcovej časti varného kanála a na možnosť výskytu oscilácií prietoku v dôsledku obmedzenia pre výstup pary z varného kanála. Z experimentov vyplynulo, že ani pri maximálnom tepelnom toku 1200 kW/m^2, ktorý bolo možné na zariadení dosiahnuť, nedochádza vo vertikálnej časti kanálu ku kríze prestupu tepla, a to i pri výskyte určitých oscilácií prietoku pri prirodzenej cirkulácii chladiva vo varnom kanále. Neskoršie experimenty, vykonané na modifikovanom zariadení UPLU boli zamerané na prestup tepla zo zakrivenej časti dna TNR, pričom geometria zodpovedala reaktoru AP-600 a AP-1000 (Obrázok 2). Dosiahnuté hodnoty kritického tepelného toku v hornej časti dna TNR boli na úrovni až 1800 kW/m^2 (pre AP-600) a 2000 kW/m^2 (pre AP-1000).



Obrázok 2: Experiment ULPU, California Santa Barbara

Séria experimentov FOREVER simulovala modely TNR zmenšenými v mierke 1:10. Základná myšlienka experimentálneho projektu FOREVER (Obrázok 3) bola simulácia ťažkej havárie s prítomnosťou roztaveného teplogenerujúceho bazénu s cieľom identifikovať čas, spôsob a miesto zlyhania TNR *bez vonkajšieho chladenia*. Vonkajší povrch TNR bol zahriaty až na teplotu ~ 950 °C. Vo všetkých prípadoch došlo k lokálnemu obvodovému porušeniu TNR v mieste s maximálnou teplotou, pričom dĺžka trhliny dosahovala od 17 do 27% dĺžky obvodu. Typická doba zlyhania bola ~ 4.5 hod od začiatku pôsobenia tepelného a tlakového namáhania.



Obrázok 3: Experiment FOREVER, KTH Stockholm

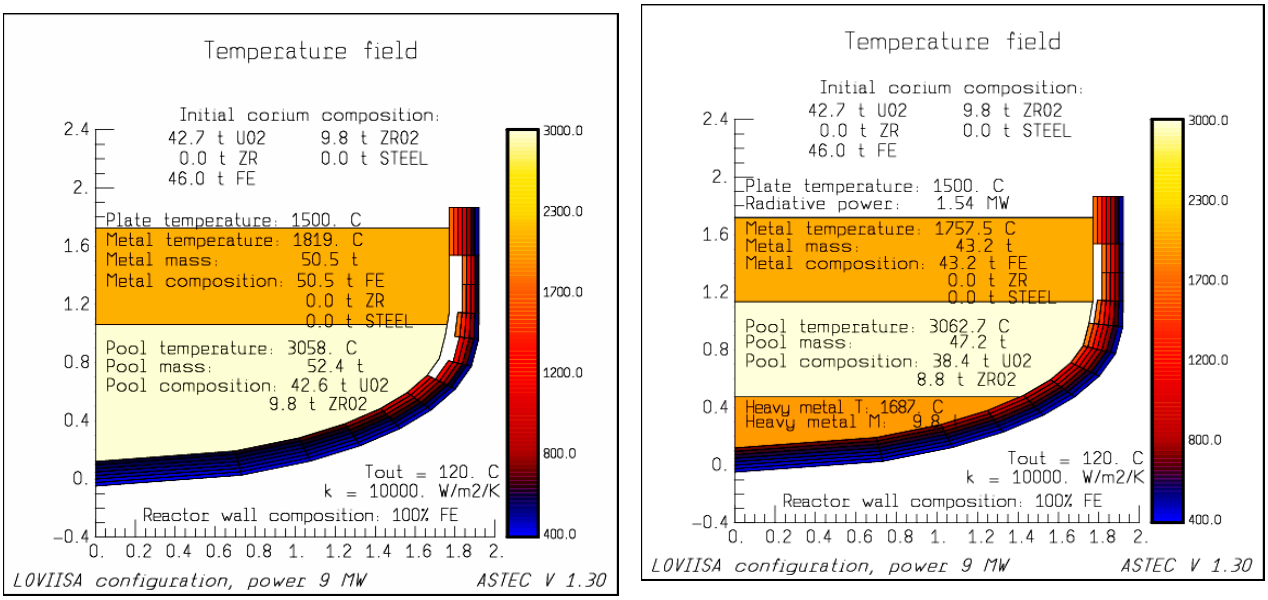
Výsledky výpočtových kódov MVITA a ASTEC

Výpočtový kód MVITA vyvinutý počas doktorských štúdií na KTH v Švédsku simuluje teplotné pole roztaveného kória a steny reaktorovej nádoby spolu s tepelnými tokmi zo steny nádoby. Prvá séria výpočtov bola vykonaná pre prípad hrubej metalovej vrstvy (0,8 m) pre elektráreň AP-600. Hodnoty tepelných tokov (<300 kW/m^2 v hornej časti nádoby) boli výrazne pod hodnotami kritického tepelného toku (<1800 kW/m^2). Teplotné pole na stene reaktorovej nádoby je znázornené na Obrázku 5.

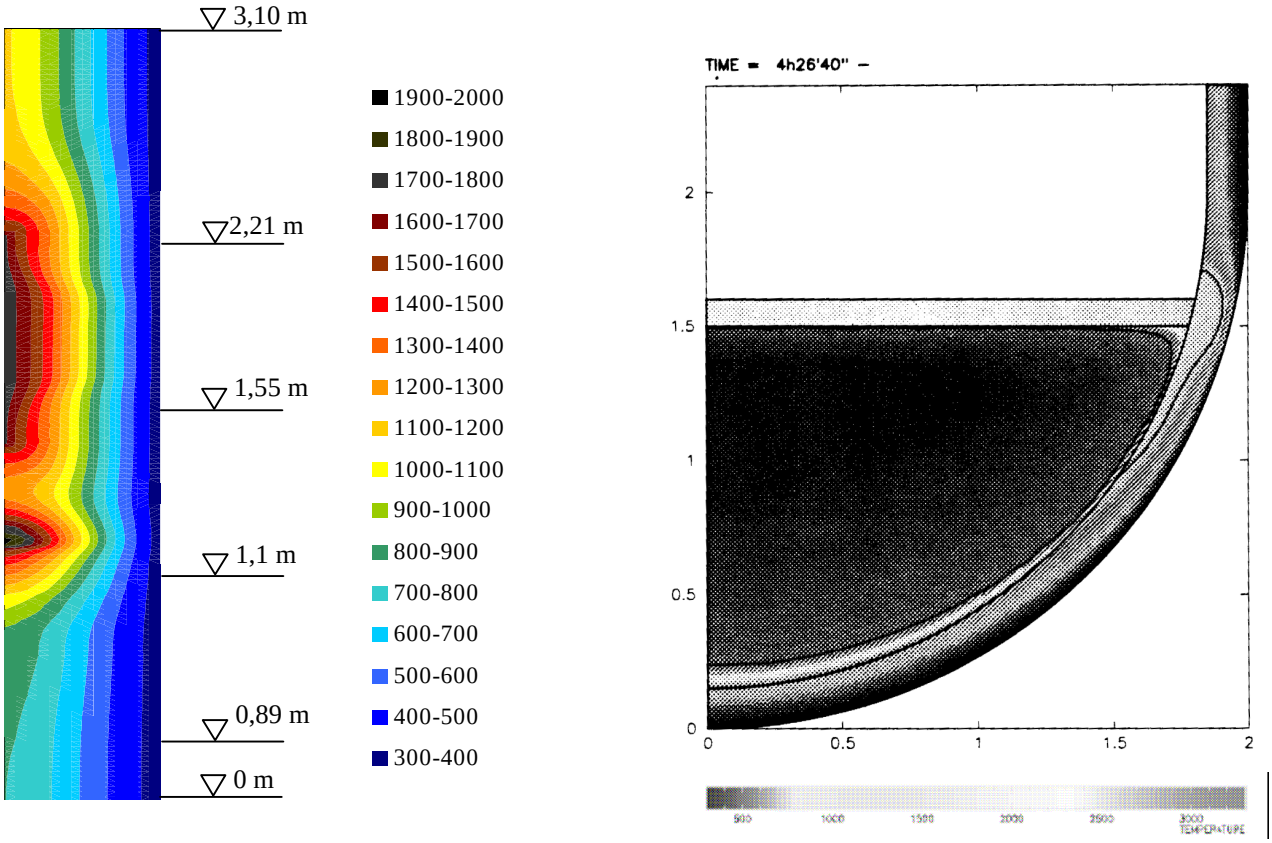
Druhú sériu výpočtov pre AP-600 uskutočnil Bui Viet Ahn, autor programu MVITA. Výsledky publikoval v práci [2]. Simulácie boli vykonané pre tenkú kovovú vrstvu (0,1 m). Hodnoty tepelného toku v horných častiach nádoby boli tesne pod hodnotami kritického tepelného toku (<1200 kW/m^2). Teplotné pole v dolnej zmiešavacej komore a na stene nádoby je znázornené na Obrázku 5 vpravo. Jednalo sa však o prvý 2-D výpočet a preto výsledky boli uspokojivé.

V súčasnosti je v rámci 6-teho európskeho rámcového programu vyvíjaný európsky výpočtový kód ASTEC. Tento kód je vyvíjaný vo Francúzsku (IRSN) a v Nemecku (GRS). ASTEC sa skladá z viacerých výpočtových modulov, ktoré každý samostatne alebo i vo vzájomnom prepojení simulujú scenáre ťažkých havárií.

Na Obrázku 4 sú prezentované výsledky výpočtu modulu DIVA pre elektráreň VVER-440. Základným predpokladom v oboch výpočtoch bola tzv. Loviisa konfigurácia [3]. Množstvo železa spolu s internými štruktúrami bolo odhadnuté na 46 ton. Vo verzii ASTEC V1.3. je možná simulácia viacvrstvovej konfigurácie roztavenej aktívnej zóny. Na Obrázku 4 vpravo sú výsledky MASCA konfigurácie pre VVER-440. Hodnoty tepelných tokov boli pre prípad štandartnej konfigurácie <690 kW/m^2 a pre prípad MASCA konfigurácie <550 kW/m^2. Obe hodnoty sú výrazne pod hodnotami kritického tepelného toku (<1200 kW/m^2 ULPU).



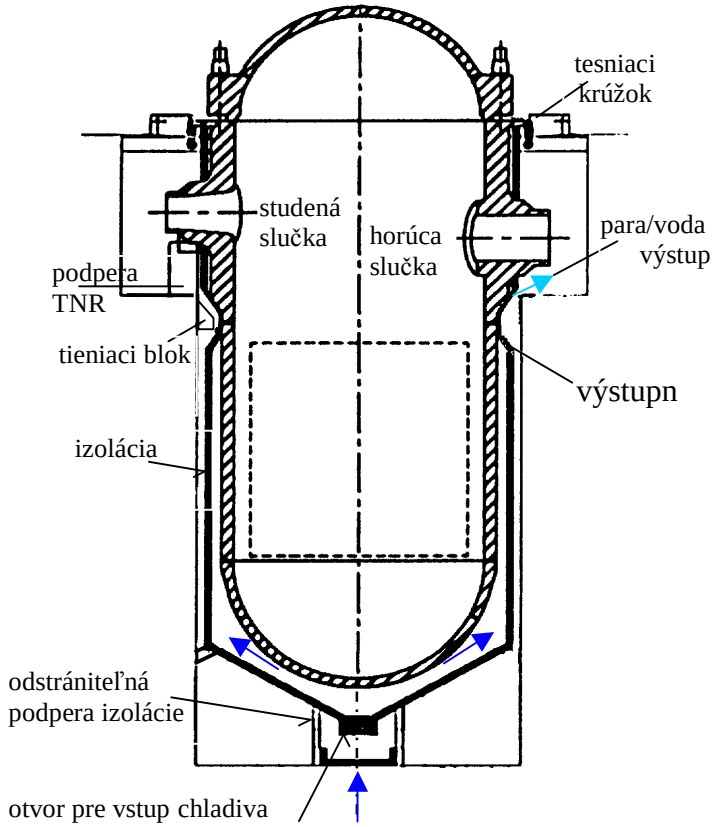
Obrázok 4: Teplotné pole pre VVER-440, výpočet kódom ASTEC modulom DIVA



Obrázok 5:Teplotné pole (K) na stene (15 cm) AP600 pre prípad hrubej metalovej vrstvy (vľavo) a celé teplotné pole (K) pre AP600 pre prípad tenkej metalovej vrstvy (vpravo)

Aplikácia IVR na rôzne typy elektrární

Návrh novej generácie reaktorov AP-600 strednej veľkosti je založený na preferencii pasívnych bezpečnostných systémov. Dôležitou súčasťou bezpečnostných systémov týchto reaktorov je IVR koncept lokalizácie roztavenej AZ. Usporiadanie ŠR je navrhnuté tak, aby po jej zaplavení bol zabezpečený voľný prístup chladiva k stene TNR a umožnená prirodzená cirkulácia, zabezpečujúca odvod tepla zo ŠR do kontejnmentu. Zo spodnej časti zaplavenej ŠR sa chladivo privádza do varného kanálu v tvare medzikružia medzi stenou TNR a stenou ŠR cez kruhový otvor v strede radiačného a tepelného štítu sférického dna TNR (Obrázok 6). Tvar krytu a šírky štrbiny medzi sférickým dnom TNR a ochranným štítom boli modifikované niekoľkokrát na dosiahnutie optimálneho riešenia (dosiahnutie maximálnej hodnoty kritického toku).

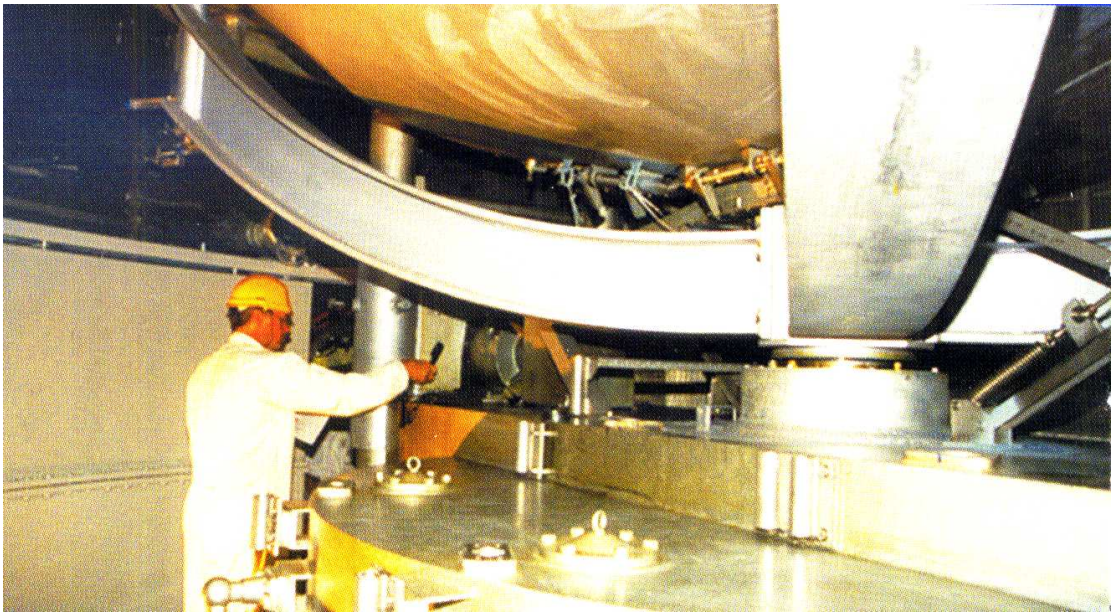


Obrázok 6: Technický koncept IVR pre elektráreň AP600

V snahe znížiť výrobné náklady na 1 kWh bol na základe projektu AP-600 vyvinutý projekt AP-1000. Hlavné zmeny oproti AP-600 spočívajú v zvýšení počtu palivových kaziet a zväčšení ich dĺžky pri zachovaní pôvodnej TNR a zväčšení veľkosti kľúčových komponentov (PG, HCČ, KO). Zväčšila sa tiež výška kontejnmentu pri zachovaní jeho pôdorysu. Usporiadanie ŠR a samotný koncept IVR zostali však nezmenené.

JE Loviisa vo Fínsku je v súčasnosti jedinou prevádzkovanou elektrárňou typu VVER-440/V213, kde bol implementovaný a dozornými orgánmi schválený koncept zadržania roztavenej AZ v TNR prostredníctvom zaplavenia ŠR. Na zaplavenie ŠR sa využíva voda, ktorá sa pri haváriách s únikom vysokoenergetického chladiva do kontejnmentu automaticky uvoľní pri roztopení ľadového kondenzátora.

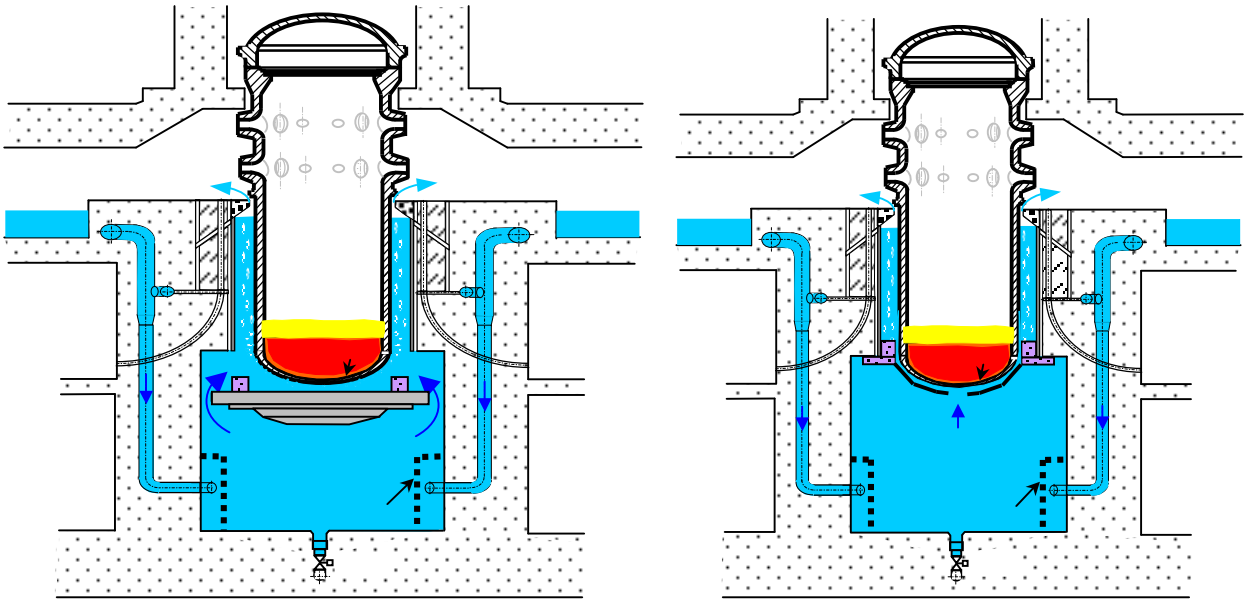
Originálne bol vyriešený prístup chladiva k eliptickému dnu TNR a do varného kanála medzi stenou TNR a izoláciou valcovej časti. Tepelné a biologické tienenie eliptického dna TNR bolo komplexne rekonštruované, vystužené oceľovým krížom a umiestnené na vertikálnom hydraulickom valci [4]. V prípade potreby poklesne tlak vo valci a tienenie sa premiestnia približne o 800 mm do spodnej časti ŠR (Obrázok 7), čím je umožnený prístup chladiva k stene TNR.



Obrázok 7: Odtlakovaný hydraulický cylinder a podporný valec zníženého biologického a tepelného tienenia na Loviise vo Fínsku

Modifikácie masívnych veľkorozmerových častí tienenia eliptického dna TNR tvorili najvyššiu finančnú položkou pri implementácii konceptu zadržania roztavenej AZ prostredníctvom zaplavenia ŠR na JE Loviisa. Bližšie informácie o samotnom technickom riešení hydraulického valca a podpornej konštrukcii ani o finančných nákladoch spojených s týmto riešením neboli však fínskou stranou poskytnuté.

V prípade ostatných elektrární VVER-440/V213 s vákuovobarbotážnym systémom bol firmou IVS navrhnutý zjednodušený technický koncept IVR [3]. Prístup chladiva k stene TNR je problematický v oblasti eliptického dna kedy prístupu vody bránia veľkorozmerové časti tienenia (tepelné a biologické tienenie dna reaktora), umiestnené v blízkosti steny TNR podobne, ako to bolo i v prípade JE Loviisa. Navrhované riešenie spočíva v inštalácii uzavierateľnej diery umiestnenej v strednej časti tepelného štítu. V prípade havárie spojenej s tavením zóny, uzavierateľná diera bude pasívne otvorená akonáhle voda v šachte reaktora dosiahne požadovanú výšku. Ilustrácia tohto konceptu v porovnaní s fínskym prístupom je na Obrázku 8. V porovnaní s fínskym prístupom je výhodou tohto konceptu jeho jednoduchosť a omnoho nižšia cena. Na druhej strane možno očakávať nižšiu rezervu k hodnote kritického tepelného toku v porovnaní s fínskym riešením. Doposiaľ vykonané výpočtové analýzy však preukázali uskutočniteľnosť tohto konceptu.



Obrázok 8: IVR na Loviise (vľavo) a navrhovaný technický koncept IVR na VVER-440/V213 (vpravo)

Záver

Táto práca zhrňuje základné myšlienky IVR stratégie a jej dôležitosť v prípade ľahkovodných jadrových reaktorov. Úspešná aplikácia IVR umožní zadržanie roztavenej aktívnej zóny v tlakovej nádobe reaktora a zabráni jej zlyhaniu prostredníctvom vonkajšieho chladenia.

Výpočtové kódy použité v tejto práci (MVITA, ASTEC modul DIVA) simulujú túto stratégiu v prípade konkrétnych typov elektrární. Viaceré experimentálne zariadenia boli vyvinuté na štúdium prirodzenej cirkulácie a štruktúry roztavenej aktívnej zóny na dne TNR (COPO, BALI) a tiež na štúdium prestupu tepla do zaplavenej šachty reaktora (ULPU).

Potrebné technické modifikácie pre aplikáciu princípu zadržania roztavenej aktívnej zóny v tlakovej nádobe reaktora zaplavením šachty reaktora boli vykonané na jadrovej elektrárni Loviisa vo Fínsku. Pre elektrárne typu VVER-440/V213 v Českej republike, Maďarsku a v Slovenskej republike je navrhovaný princíp zadržania zóny prostredníctvom zaplavenia šachty v modifikovanej verzii spoločnosťou IVS.

Havária spojená s tavením zóny je momentálne už požadovanou projektovou haváriou v prípade jadrových elektrární III. generácie : AP600 a AP1000. U týchto elektrární je takisto uvažovaný princíp zadržania roztavenej aktívnej zóny zaplavením šachty reaktora.

Literatúra

[1] Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, INSAG 12, IAEA Vienna, 1999

[2] Bui Viet Anh: Phenomenological and mechanistic modeling of melt-structure-water interactions in a light water reactor (LWR) severe accident, Division of Nuclear Power Safety, KTH, June 1998, ISBN 91-7170-277-6

[3] M. Barnák, P.Matejovič, M.Bachratý: Analysis of in-vessel corium retention for VVER-440/V213 using ASTEC V1.2 rev.1, SARNET report, December 2006

[4] O. Kymalainen et al: In-vessel retention of corium at the Loviisa plant, Nuc. Eng. Des. 169, 1997

VÝPOČET RYCHLOSTNÍHO POLE V AKTIVNÍ ZÓNĚ A NÁDOBĚ ŠKOLNÍHO REAKTORU VR-1 VRABEC PŘI RŮZNÝCH PROVOZNÍCH STAVECH

Pavel Pánek
ŠKODA POWER a.s.
Úsek Rozvoj

Abstrakt

Rychlostní a teplotní pole v reaktoru VR-1 nebylo nikdy zjišťováno. Účelem této práce bylo předpovědět tato pole pomocí výpočetního kódu STAR-CD s využitím známého konstrukčního řešení a parametrů reaktoru VR-1. Byly provedeny analýzy se samostatným modelem průměrného osmitrubkového palivového článku IRT-4M při výkonu reaktoru 5 kW a s modelem celé nádoby reaktoru při výkonech 1 kW a 5 kW. Vypočtený průměrný ohřev chladiva oproti teplotě okolí na výstupu z průměrného palivového článku při výkonu reaktoru 5 kW činí 4,95°C, hmotnostní průtok vody palivovým článkem je $1{,}40 \cdot 10^{-2}$ kg.s^{-1}. Maximální rychlost vody na výstupu z aktivní zóny je 16 mm.s^{-1} při výkonu 1 kW a 10 mm.s^{-1} při výkonu 5 kW. Maximální ohřev chladiva oproti teplotě okolí na výstupu z aktivní zóny činí 1,3°C při výkonu 1 kW a 3,3°C při výkonu 5 kW.

1. Úvod

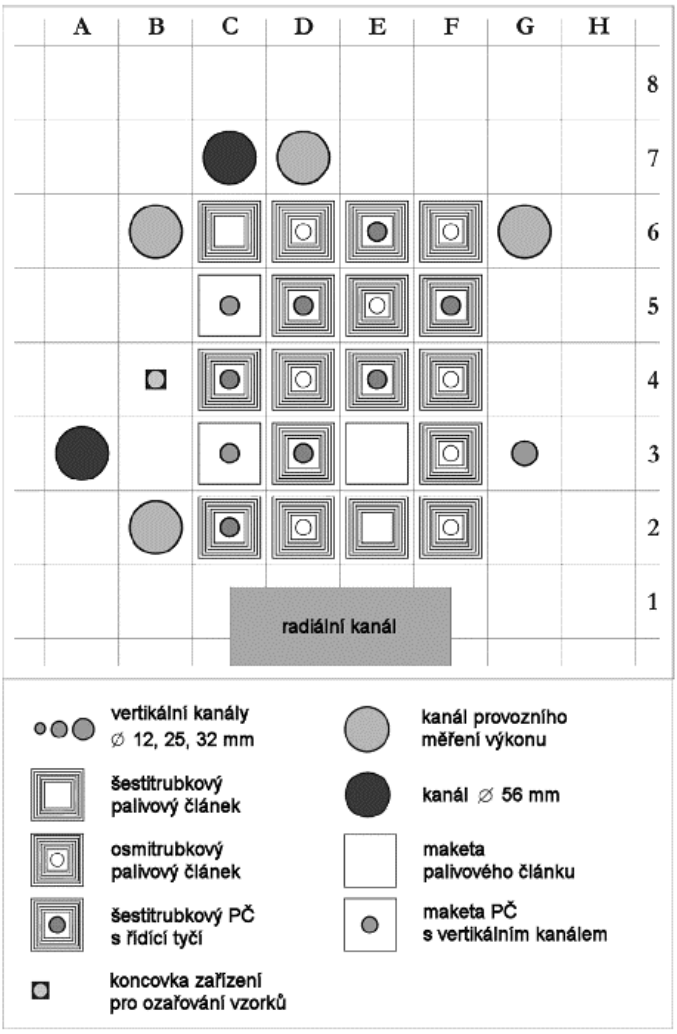
Přestože je školní jaderný reaktor VR-1 v provozu již více než 16 let, některé důležité veličiny, jako jsou rychlosti chladiva a teploty dosahované v něm při provozu, dosud nebyly dostatečně prozkoumány. Jejich znalost je přitom významná z hlediska bezpečného provozu jaderného zařízení a navíc umožňuje stanovit tepelný výkon reaktoru, který rovněž dosud nebyl s jistotou určen. Důvodem těchto neznalostí jsou velmi malé hodnoty uvedených veličin, které se v případě tepelného výkonu pohybují nanejvýš v řádu jednotek wattů. Na Katedře jaderných reaktorů proto byla provedena analýza rychlostního a teplotního pole v reaktoru VR-1 pomocí výpočetního kódu pro dynamiku tekutin (CFD) STAR-CD, který má katedra k dispozici. Průběh této analýzy a její závěry jsou obsahem tohoto článku.

2. Jaderný reaktor VR-1

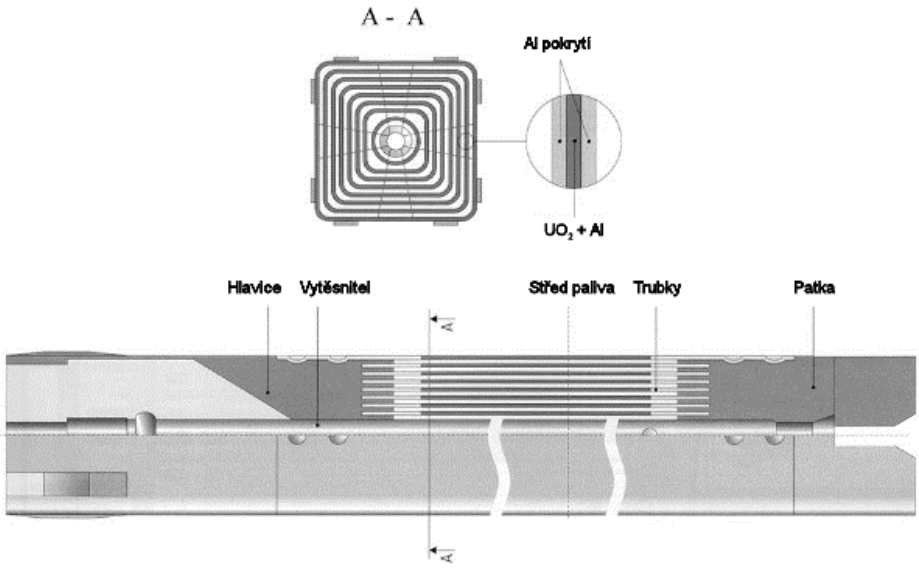
Školní jaderný reaktor VR-1 [7], umístěný v areálu Univerzity Karlovy v Praze-Troji, byl uveden do provozu v roce 1990 a slouží k výukovým a výcvikovým účelům. Jeho provozovatelem je Katedra jaderných reaktorů při Fakultě jaderné a fyzikálně inženýrské ČVUT v Praze. Jedná se o reaktor bazénového typu s obohaceným palivem, moderovaný a chlazený lehkou vodou. Není vybaven chladícím okruhem a proudění chladiva aktivní zónou se děje přirozenou cirkulací, které napomáhá pouze malé čerpadlo s účelem zamezit usazování nečistot na vnitřních plochách reaktoru. Udávaný nominální tepelný výkon reaktoru je 1 kW, ale po omezený počet hodin v roce je povoleno jej provozovat na výkonu až 5 kW. Tato čísla jsou však založena na srovnání s jaderným reaktorem LWR-15 v Řeži, který používá obdobné palivo a měřící systém, nejde tedy o přímo změřené hodnoty.

Palivové články jsou ruského typu IRT-4M [8] s obohacením 19,7 % ^{235}U. Palivo se nachází ve formě disperze UO_2 v hliníkové matrici v trubkách přibližně čtvercového průřezu, které jsou uspořádány koncentricky a navzájem spojeny hlavicí a patkou (obr. 1). Trubky jsou chráněny tenkou vrstvou slitiny hliníku a hořčíku (SAV-1). Celková výška palivového článku IRT-4M je 880 mm, celková šířka 69,6 mm. Používají se dvě varianty článku IRT-4M, a to se šesti a osmi trubkami, přičemž do šestitrubkové varianty je možné umístit experimentální kanál nebo řídící tyč. Palivové články jsou

uspořádány v aktivní zóně a jejich konfiguraci je možné relativně snadno měnit. Aktivní zóna běžně používaná při provozu reaktoru nese označení C1 a je schematicky znázorněna na obr. 2 [8]. Všechny popisované výpočty byly provedeny za předpokladu použití této aktivní zóny.



Obr. 1 – Aktivní zóna C1



Obr. 2 – Palivový článek IRT-4M

3. Analytický model chladícího kanálu

Protože hodnoty rychlostí a teplot dosahované při provozu reaktoru VR-1 nebyly známy ani přibližně, bylo nezbytné provést jejich prvotní hrubý odhad, se kterým by výsledky numerických výpočtů mohly být následně porovnány pro posouzení jejich věrohodnosti. K provedení odhadu posloužil jednoduchý analytický model jednotlivého chladícího kanálu, jaký se v palivovém článku nachází mezi dvěma sousedícími palivovými trubkami. Jeho účelem bylo zjistit přibližnou rychlost a teplotu chladiva, součinitel přestupu tepla mezi chladivem a pokrytím a teplotu pokrytí pro průměrný chladící kanál v aktivní zóně C1 (s hodnotami tepelného výkonu středovanými přes celou aktivní zónu) při výkonech 1 kW a 5 kW. Předpokládalo se konstantní rozložení výkonu po průřezu palivového článku a sinusové rozložení výkonu po výšce (pozn.: palivo je v reaktoru orientováno vertikálně, proto se zde i jinde v článku výškou rozumí rozměr od vstupu chladiva do palivového článku k jeho výstupu). Dalším důležitým předpokladem, který byl uplatňován i ve všech následujících analýzách, byla konstantní teplota okolní vody rovná 20°C.

Odhad rychlosti a teploty chladiva byl proveden dvěma způsoby. První vycházel z rovnice vyjadřující rovnováhu mezi hnacím tlakem přirozeného oběhu a tlakovou ztrátou třením o povrch trubek. Její úpravou bylo možné vyjádřit střední rychlost chladiva v kanálu v závislosti na poměru jeho výstupní a vstupní hustoty, který byl za předpokladu konstantního součinitele teplotní objemové roztažnosti vody převeden na rozdíl výstupní a vstupní teploty. Vyjádření tohoto teplotního rozdílu jako funkce rychlosti chladiva (zákon zachování energie aplikovaný na chladící kanál) umožnilo rychlost z rovnic eliminovat a formulovat kvadratickou rovnici pro rozdíl výstupní a vstupní teploty. Získaná teplota vody na výstupu z chladícího kanálu činí 22,51°C při výkonu 1 kW a 25,44°C při výkonu 5 kW (vstupní teplota 20°C). Odpovídající střední rychlosti chladiva v kanálu dosahují 2,30 $mm.s^{-1}$, resp. 5,31 $mm.s^{-1}$. Teplota chladiva v libovolném průřezu po výšce kanálu byla určena jako integrál z funkce vývinu tepla (aproximované funkcí sinus), normovaný na celkový teplotní rozdíl po výšce kanálu. Teplota pokrytí byla dopočítána pomocí empirických vzorců pro výpočet součinitele přestupu tepla při volném proudění [3]. Střední součinitel přestupu tepla dosahuje 131,6 $W.m^{-2}.°C^{-1}$ při výkonu 1 kW a 200,3 $W.m^{-2}.°C^{-1}$ při výkonu 5 kW, čemuž při daných hodnotách plošné hustoty tepelného toku v kanálu odpovídají teploty pokrytí na výstupu z chladícího kanálu 22,62°C, resp. 25,80°C. Proudění je charakterizováno Rayleighovým číslem $Ra = 9 \cdot 10^8$, resp. $Ra = 3 \cdot 10^9$. Vzhledem k vysoké tepelné vodivosti použitého paliva a pokrytí je další nárůst teploty směrem do středu palivové trubky zcela zanedbatelný.

Druhým postupem bylo využití jiných empirických vzorců pro sdílení tepla při volném proudění mezi dvěma ohřívanými deskami [5], které přesněji odpovídaly modelované situaci. Pomocí těchto vzorců byla předpovězena nejvyšší teplota pokrytí 24,36°C při výkonu 1 kW a 29,73°C při výkonu 5 kW. Teplotu chladiva nebylo možné tímto postupem určit, lze však předpokládat, že její rozdíl oproti teplotě pokrytí je přibližně stejný jako v předchozím případě. Na výstupu z aktivní zóny v takovém případě dosahuje 24,25°C, resp. 29,37°C. Odpovídající střední rychlosti chladiva v kanálu jsou 1,33 $mm.s^{-1}$, resp. 2,97 $mm.s^{-1}$.

4. CFD analýza osmitrubkového palivového článku IRT-4M

Po provedení prvotních odhadů hledaných veličin bylo přistoupeno k numerickému modelu palivového článku, vytvořenému ve výpočetním kódu STAR-CD. Veškeré popisované výpočty probíhaly ve STAR-CD verze 3.22 na samostatném osobním počítači s procesorem AMD Sempron 3100+ a 1,5 GB RAM. Vzhledem k této omezené výpočetní kapacitě bylo nezbytné napřed vytvořit zjednodušený model, zahrnující pouze jeden chladící kanál obdobně jako v analytickém výpočtu. Získané zkušenosti s nastavením modelu pak mohly být aplikovány na model celého palivového článku, jehož výpočet (časově náročný) tak musel být proveden pouze jednou.

Model chladícího kanálu byl dvourozměrný a obsahoval celkem 6160 buněk. Na vstup a výstup kanálu byly aplikovány okrajové podmínky se zadaným statickým tlakem, jehož rozdíl po výšce chladícího kanálu mohl být určen. Při výpočtu byl použit model hustoty vody s konstantním součinitelem teplotní objemové roztažnosti, převzatým z výsledků analytického výpočtu. Kromě vody model obsahoval také dva další materiály, reprezentující pokrytí a palivovou vrstvu. V palivu byl zadán zdroj tepla odpovídající průměrnému kanálu při výkonu 1 kW, resp. 5 kW, se sinusovým rozložením po výšce kanálu. Výpočet modelu předpověděl teplotu chladiva na výstupu rovnou 24,34°C při výkonu 1 kW a 29,20°C při výkonu 5 kW s odpovídajícími středními rychlostmi chladiva 1,32 $mm.s^{-1}$, resp. 3,12 $mm.s^{-1}$. Tyto hodnoty jsou v dobré shodě s výsledky druhé varianty analytického výpočtu (24,25°C; 29,37°C; 1,33 $mm.s^{-1}$; 2,97 $mm.s^{-1}$).

Na model chladícího kanálu přímo navázal model celého palivového článku IRT-4M. Pro výpočet byla zvolena jeho osmitrubková varianta s tepelným výkonem 290 W, odpovídajícím průměrnému palivovému článku v aktivní zóně C1 při výkonu 5 kW. Struktura výpočetní sítě, stejně jako použité okrajové podmínky, byla převzata z modelu chladícího kanálu. Hustota vody jako funkce teploty se však řídila přesnějším, polynomiálním vztahem [10]. Pro zmenšení počtu buněk model reprezentoval pouze jednu osminu palivového článku, výpočetní doména měla tvar hranolu s trojúhelníkovou podstavou. Model na bočních stranách doplňovaly okrajové podmínky symetrie, ve výsledku tedy představoval nekonečnou čtvercovou mříž identických palivových článků IRT-4M. Rozložení výkonu po průřezu palivovým článkem bylo konstantní, rozložení po výšce se řídilo funkcí sinus jako v předchozích případech. Celkový počet buněk činil 1 174 800. Konvergence bylo dosaženo po 1895 iteracích a 1 073 900 s času CPU.

Po ukončení výpočtu byly výsledky analyzovány, přičemž hlavní pozornost byla věnována rychlostnímu a teplotnímu profilu chladiva. Proud chladiva do palivového článku vstupuje na jeho spodním konci, ohřívá se a díky vztlakové síle stoupá vzhůru proti smyslu zrychlení tíže. Rychlosti (a v důsledku toho i hmotnostní průtoky) chladiva v jednotlivých chladících kanálech závisí na tom, jak velký hydraulický odpor daný kanál představuje. V kanálech s nejširším průřezem, tedy v rohu palivového článku (na místě styku čtyř sousedních článků, kanál č. 1), v kanále mezi čtvercovou 6. a kruhovou 7. trubkou (kanál č. 8) a uvnitř prostřední, neohřívané trubky (kanál č. 10), jsou dosahovány nejvyšší rychlosti. Naopak v oblastech nejblíže zdrojům tepla, přímo mezi palivovými trubkami, je rychlost nejnižší. Lokální maxima se též nacházejí v rozích chladících kanálů, kde dochází k místnímu rozšíření průtočného průřezu. Zjištěný celkový průtok chladiva palivovým článkem je $1{,}40 \cdot 10^{-2}$ $kg.s^{-1}$, čemuž odpovídá střední rychlost ve vzestupném směru 4,72 $mm.s^{-1}$. Nejvyšší střední rychlosti chladiva jsou zaznamenány v kanálech č. 1 (5,61 $mm.s^{-1}$), č. 8 (7,02 $mm.s^{-1}$) a č. 10 (9,49 $mm.s^{-1}$). V ostatních kanálech se rychlost chladiva pohybuje okolo 4 $mm.s^{-1}$. Absolutně nejvyšší rychlost je však dosažena lokálně na vstupu do kanálu č. 1, a to 27,15 $mm.s^{-1}$. Zajímavým prvkem vypočteného profilu proudění je přesun chladiva směrem k okrajům palivového článku na místě styku palivové části a hlavice. Trubka hlavice totiž díky vedení tepla z palivové části na kraji nadále ohřívá proudící vodu, zatímco teplota na ose palivového článku již neroste. To se projeví zesíleným prouděním v okolí trubky hlavice a oblastí stagnace na ose článku

Rozložení teplot v chladivu odpovídá rozložení rychlostí a zdrojů tepla. Nejvyšší teploty jsou dosahovány v přímých úsecích kanálů mezi palivovými trubkami, kde je také nejnižší rychlost, zatímco rozšířené části kanálů v rozích a v centrální trubce jsou relativně chladnější. Střední teplota chladiva na výstupu činí 24,95°C při vstupní teplotě 20°C. Teplota pokrytí a palivových trubek kopíruje rozložení teploty v chladivu s maximální hodnotou dosahovanou v horní části přímých úseků trubek, a to 26,21°C.

Jako doplnění k modelu palivového článku byla provedena série citlivostních studií, k nimž posloužil jednoduchý model chladícího kanálu, popisovaný na začátku odstavce. Sledován byl vliv následujících veličin: hustota vody (lineární vs. polynomiální model), zrychlení tíže, kinematická

viskozita, měrná tepelná kapacita a součinitel tepelné vodivosti vody, měrná tepelná kapacita a součinitel tepelné vodivosti paliva a pokrytí, celkový výkon zdrojů tepla v palivu, rozdíl hydrostatických tlaků aplikovaný v okrajových podmínkách na vstup a výstup z palivového článku a teplota okolní vody. Z těchto veličin se významně projevila kinematická viskozita vody (snížení rozdílu výstupní a vstupní teploty chladiva o 4,5 % při snížení viskozity o 10 %), tepelný výkon (nárůst teplotního rozdílu o 2,2 % při zvýšení výkonu o 5 %), rozdíl hydrostatických tlaků (velmi vysoká citlivost, teplotní rozdíl klesl o 4,6 % při zvýšení rozdílu tlaků z 8614,8 Pa na 8615,7 Pa, tedy přibližně o 0,1 %) a vstupní teplota (snížení teplotního rozdílu o 13,2 % při zvýšení vstupní teploty z 20°C na 25°C). Ostatní parametry neměly na výsledky výrazný dopad.

5. Model celé nádoby reaktoru

Posledním modelem, realizovaným v rámci popisovaných studií, byl model celé nádoby reaktoru (H01). Nádoba z nerezové oceli má válcový tvar s průměrem 2,3 m a výškou 4,7 m. Je zaplněna vodou a aktivní zóna o rozměrech cca 0,9 × 0,3 × 0,3 m se nachází uprostřed její spodní části. Ze všech součástí reaktoru byly modelovány pouze palivové články aktivní zóny, stěny nádoby a vstup a výstup pomocného cirkulačního okruhu, ostatní součásti nebyly do modelu zahrnuty. Z důvodu těchto a dalších zjednodušení je třeba model vnímat jako velmi přibližný a jeho výsledky jako hrubě orientační. Výpočetní síť obsahovala celkem 60 848 buněk.

Složitá vnitřní struktura palivových článků vylučovala jejich přesnou reprezentaci v modelu, protože by to vedlo k neúměrně vysokým výpočetním nárokům. V podobných případech je často výhodné nahradit průtočné kanály se složitou geometrií zónami s porézním prostředím. Tohoto postupu bylo využito i v modelu nádoby reaktoru. Parametry porézního prostředí byly nastaveny tak, aby výpočet s jedním palivovým článkem z porézního materiálu vedl (při stejných okrajových podmínkách) k totožným výsledkům jako přesný model celého palivového článku, popisovaný výše. Porézní prostředí bylo definováno jako silně anizotropní, čímž byly zohledněny překážky příčnému promíchávání v podobě palivových trubek a převládající vertikální směr proudění v aktivní zóně. V tomto prostředí, reprezentujícím palivové články, byly definovány zdroje tepla v souladu se známým rozložením hustoty toku neutronů (a tedy i výkonu) v aktivní zóně C1.

Okrajové podmínky úlohy zahrnovaly stěny nádoby reaktoru s definovanou konstantní teplotou (20°C) a statickým tlakem u hladiny rovným tlaku atmosférickému. V místě vyústění pomocného cirkulačního okruhu pod aktivní zónou do nádoby proudilo předepsané průtočné množství vody 12 $l.min^{-1}$, které nádobu opět opouštělo vstupem do okruhu při stěně nádoby.

Výpočet proudění v aktivní zóně a nádobě reaktoru proběhl pro dvě hodnoty výkonu 1 kW a 5 kW. Pro ani jednu z těchto výkonových hladin se nepodařilo dosáhnout konvergence ve stacionárním režimu výpočtu, což je u úloh zahrnujících přirozené proudění poměrně běžný jev. Proto byla použita metoda přiblížení se ustálenému stavu pomocí výpočtu v přechodovém režimu s časovým krokem 1 s. S oběma výkonovými hladinami bylo provedeno 3600 časových kroků, což odpovídalo jedné hodině provozu reaktoru na daném výkonu. Zcela ustáleného stavu opět nebylo dosaženo, nicméně po přibližně 400 časových krocích došlo k určité stabilizaci rychlostních profilů. K vyhodnocení byl proto prakticky libovolně vybrán 550. časový krok s tím, že rychlostní i teplotní profily se v čase i nadále mírně měnily.

Vyhodnocení výsledků bylo provedeno zvlášť pro aktivní zónu a pro nádobu reaktoru se zaměřením na dosažené extrémní hodnoty rychlosti a teploty. Nejvyšší teplotní rozdíl oproti zvolené teplotě okolí (20°C) je zaznamenán na výstupu z palivových článků v pozicích E4 a E5 (pro vysvětlení pozic v aktivní zóně viz obr. 2) a činí 1,3°C při výkonu 1 kW a 3,3°C při 5 kW. Nejvyšší rychlost je, podle očekávání, dosažena v pozici E3, kde se nachází jedna z maket palivového článku. Maketa se skládá pouze z vnější trubky a byla modelována jako prázdný prostor, oproti porézním prostředí kolem

tedy skýtá menší hydraulický odpor pro proudící chladivo. Maximální rychlost vzestupného proudění dosahuje v této maketě hodnoty 16 $mm.s^{-1}$ při výkonu 1 kW, resp. 10 $mm.s^{-1}$ při 5 kW. Celkový průtok chladiva aktivní zónou je však při výkonu 5 kW vyšší, aby odpovídal zvýšené potřebě odvodu tepla. Vypočtený rychlostní profil po průřezu aktivní zónou je proto vyrovnanější při výkonu 5 kW než při výkonu 1 kW.

Pro proudění v nádobě reaktoru je charakteristické, že chladivo vstupuje do oblasti aktivní zóny zespodu a rozděluje se na několik proudů, přičemž největší průtok je zaznamenán v oblastech s nejnižším hydraulickým odporem (makety palivových článků a oblasti v těsném okolí aktivní zóny). Následně proud ohřáté vody stoupá středem nádoby reaktoru směrem k hladině. Okruh se uzavírá sestupem proudu chladné vody směrem ke dnu v oblastech blíže k okrajům nádoby. Nejvyšší rychlosti v centrálním, vzestupném proudu dosahují řádově desítek $mm.s^{-1}$, konkrétně 35 $mm.s^{-1}$ při výkonu 1 kW a 60 $mm.s^{-1}$ při výkonu 5 kW. Při vyšší hladině výkonu rychlostní pole v nádobě vykazuje také výraznější časové změny.

Závěr

Účel analýzy, tedy odhad rychlostních a teplotních polí vyskytujících se za provozu v reaktoru VR-1 při zvolených výkonových hladinách, byl splněn. Výpočty předpověděly hodnotu ohřevu chladiva na výstupu z průměrného palivového článku v aktivní zóně při výkonu reaktoru 5 kW rovnou 4,95°C, odpovídající hmotnostní průtok chladiva palivovým článkem $1{,}40 \cdot 10^{-2}$ $kg.s^{-1}$ a jeho přibližné rozdělení do jednotlivých chladících kanálů. Dále byla zjištěna citlivost výsledků na hodnoty vybraných vstupních parametrů, zejména na viskozitu vody, tepelný výkon generovaný v palivovém článku, rozdíl hydrostatických tlaků na výstupu a vstupu palivového článku a na teplotu vstupujícího chladiva. Důležitý byl i samotný postup výpočtu, kdy přípravě podrobného modelu předcházely detailní prozkoumání případu analytickými metodami a odhad výsledků pomocí empirických vzorců a zjednodušeného numerického modelu. Tento přístup je nezbytný zejména při omezených výpočetních kapacitách, kdy není únosné upravovat parametry a provádět opakované výpočty na velkém, finálním modelu. Výpočet nádoby reaktoru při výkonech 1 kW a 5 kW je zřejmě méně přesný, poskytuje však alespoň řádový odhad hledaných rychlostních a teplotních polí. Nabízí se tak možnost posouzení správnosti současného odhadu nominálního tepelného výkonu reaktoru (1 kW) experimentálním ověřením vypočtených hodnot rychlosti a teploty chladiva na výstupu z aktivní zóny.

Literatura

[1] CD Adapco Group: STAR-CD Version 3.22 Documentation. 2004
[2] Hejzlar, R.: Mechanika tekutin. Vydavatelství ČVUT, Praha 2001
[3] Hejzlar, R.: Sdílení tepla. Vydavatelství ČVUT, Praha 2004
[4] Heřmanský, B.: Termomechanika jaderných reaktorů. Nakladatelství ČSAV, Praha 1986
[5] Incropera, F. P. - DeWitt, D. P.: Introduction to Heat Transfer. John Wiley & Sons, New York 1996
[6] Maršák, Z.: Termodynamika a statistická fyzika. Vydavatelství ČVUT, Praha 2000
[7] Matějka, K. a kol.: Experimentální úlohy na školním reaktoru VR-1. Vydavatelství ČVUT, Praha 2005
[8] Matějka, K. a kol.: Příprava provozu školního reaktoru VR-1 s palivem typu IRT-4M. Katedra jaderných reaktorů ČVUT, Praha 2005
[9] Versteeg, H. K. - Malalasekera, W.: An Introduction to Fluid Dynamics – The Finite Volume Method. Pearson Education Ltd., Harlow 1995
[10] Vukalovič, M. P. - Rivkin, S. L. - Alexandrov, A. A.: Tablicy teplofizčeskich svojstv vody i vodjanogo para. Izdatěljstvo standartov, Moskva 1969
[11] Wesseling, P.: Principles of Computational Fluid Dynamics. Springer Verlag, Berlin 2001

TERMOHYDRAULICKÉ TESTOVÁNÍ PALIVA TVSA-T PRO JE TEMELÍN

Ing. Václav Bláha
Škoda Plzeň

V souvislosti s přípravou kontraktu na dodávku paliva pro JE Temelín na další období, poptala firma TVEL ve ŠKODA JS a.s. možnost technické podpory této dodávky. Tato poptávka vycházela ze znalosti prací, které byly v oblasti termohydrauliky reaktorů typu VVER na experimentálních zařízeních ve ŠKODA JS a.s. v minulosti realizovány, nebo které zajišťovali odborné týmy této společnosti při spouštění jaderných bloků VVER-440 v Jaslovských Bohunicích, Dukovanech, Mochovcích a bloků VVER-1000 v Temelíně.

ŠKODA JS a.s. se stala finálním dodavatelem primárních okruhů jaderných elektráren a kromě rozvoje výrobní oblasti byla rozvíjena i oblast vědy a výzkumu. Od poloviny 70 let minulého století byla v experimentální hale na Bolevci vybudována řada jednoúčelových experimentálních zaměřených na výzkum termohydrauliky primárního okruhu, přestupu tepla v nestacionárních stavech a havarijního chlazení aktivní zóny. V polovině osmdesátých byla vybudována dvě rozsáhlá experimentální zařízení a to Velká vodní smyčka a stend LKP, na kterých je možno dosáhnout provozních parametrů jaderného reaktoru. Tato zařízení plně dvě funkce. Jednak jako zkušební zařízení pro závěrečné zkoušky pohonů regulačních orgánů pro reaktory typu VVER-440 a VVER-1000, které firma vyrábí a jednak pro termohydraulické testování paliva pro jaderné reaktory tohoto typu.

Práce v oblasti termohydrauliky jaderných reaktorů byly téměř 30 let řešeny ve spolupráci s odborníky významných ruských organizací - IAE Kurčatova a OKB Gidropres.

Počátkem 90 let minulého století bylo rozhodnuto o záměně paliva pro dostavovanou jadernou elektrárnu Temelín a pro licencování nového paliva, dodávaného firmou WEC, bylo nezbytné provést řadu experimentálních prací pro ověření termohydraulických charakteristik a mechanických vlastností nově navrženého palivového souboru. Pro provedení těchto činností měla ŠKODA JS a.s. dobré předpoklady a to zejména

- vybudované experimentální zařízení na zkoušky palivových kazet a pohonů řídících tyčí
- dlouhodobé zkušenosti z experimentální činnosti v oblasti termohydrauliky reaktorů typu VVER
- zkušenosti z instrumentací a měřením na modelech palivových kazet

Pro firmu WEC pak byly v období 1992 až 1994 realizovány experimentální práce následujícího rozsahu

a) hydraulické zkoušky palivových kazet a jejich částí
b) pády řídících tyčí
c) vibrační zkoušky kazet
d) životnostní zkoušky kazet a řídících tyčí
e) mechanické zkoušky kazet
f) testy kritických tepelných toků a míšení chladiva

Z výše uvedeného přehledu je více než zřejmé, že z pohledu návaznosti informací o hydraulických charakteristikách nového paliva na hydraulické charakteristiky paliva předchozího, je ŠKODA JS a.s. jediným možným realizátorem hydraulických testů.

Testování paliva TVSA-T

Pro testy paliva TVSA-T budou ve ŠKODA JS a.s. realizovány pouze dva testy z možného rozsahu a to

a) hydraulické zkoušky palivové kazety a jejich částí
b) pádové zkoušky klastru TVEL a WEC

Ostatní potřebné testy byly realizovány na experimentálních stendech v Rusku. Důvody jsou více než praktické. Experimentální testy jsou časově a finančně značně náročné a řada testů je bezprostředně svázána s vývojem jednotlivých komponent palivových souborů. Jedná se zejména o testy kritických tepelných toků a míšení chladiva, které musí být zahájeny již při ověřování možných konstrukčních variant jednotlivých dílů.(Testy kritických tepelných toků byly ukončeny 6 let před dodávkou paliva na ETE).

Hydraulické zkoušky kazety a jejích částí

Cílem hydraulických testů je stanovení koeficientů hydraulického odporu palivové části kazety, patice, hlavice, první distanční mřížky, šesti kombinovaných mřížek a hydraulického odporu celé makety.

Testy budou probíhat v rozsahu následujících parametrů:

Tlak media: 15,7 MPa

Teplota media: 120, 220, 280 a 305 °C

Průtok media: od 200 do 600 m3/hod (s krokem po cca 50 m3/hod)

Experimentální zařízení

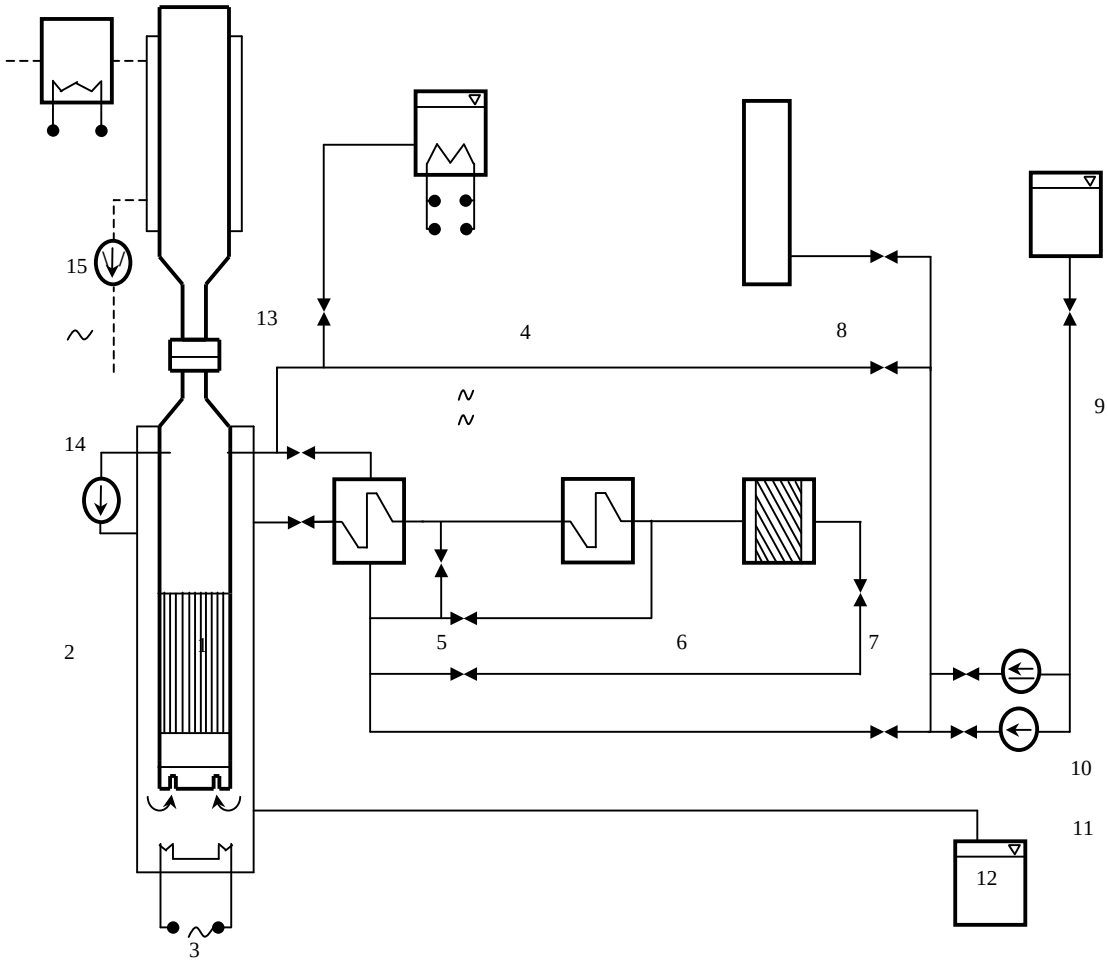
Zkoušky budou provedeny na experimentálním stendu ŠKODA JS, označovaném jako LKP. Parametry stendu umožňují dosáhnout nominálních hodnot parametrů chladiva jako v reaktoru VVER 1000. Hlavní částí je zkušební kanál, pomocná zařízení tvoří kompenzátor objemu, regenerátor, chladící okruh, filtry, čerpadla a systém doplňování a odpadu.

Stend je vybaven systémem měření a řízení provozních veličin - teplot, tlaků, tlakových diferencí a průtoku a odpovídajícím měřícím systém pro sběr a zpracování experimentálních dat.

Hlavní parametry stendu LKP:

Parametr	Hodnota	Rozměr
Maximální tlak pracovní látky	15,7	Mpa
Maximální teplota pracovní látky	330	°C
Otáčky čerpadla	1500 ÷3300	1 / min
Maximální průtok pracovní látky	600	m^3/ hod
Maximální teplotní gradient	1	°C / min
Výkon chladiče	500	KW

Schéma stendu LKP je uvedeno na Obr.1.



1 – Zkušební kanál
2 – Hlavní čerpadlo
3 – Ohřívák
4 – Kompenzátor objemu
5 – Regenerátor
6 - Chladič
7 – Ionexové filtry
8 – Zkušební kanál
9 – Zásobník
10 – Tlakovací čerpadlo
11 – Plnící čerpadlo
12 – Sběrná nádrž
13 – Chladící okruh
14 – Ventilátor chladícího systému
15 – Ohřívák chladícího systému

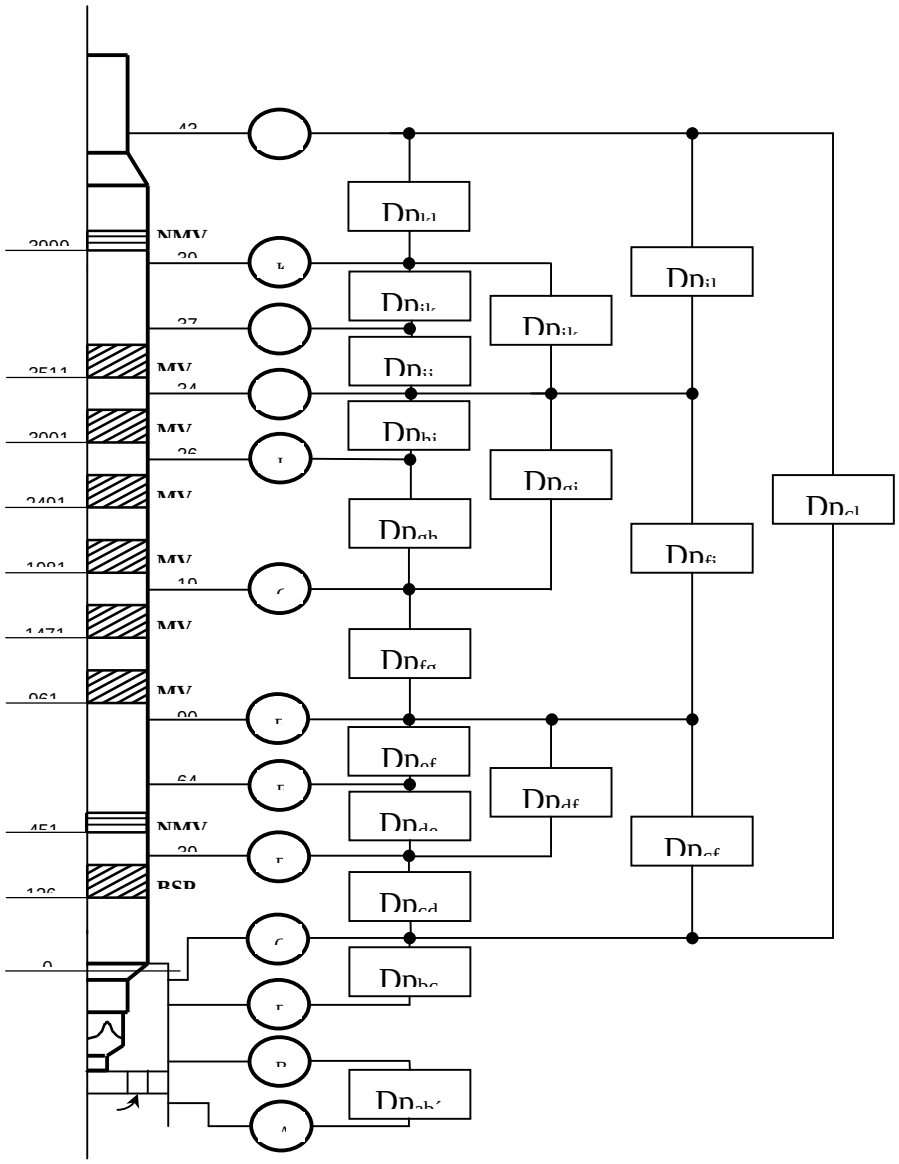
Obr.1 Schéma stendu LKP

Hlavní částí stendu je integrovaný zkušební kanál. Je tvořen tlakovým pláštěm, oběhovým čerpadlem, vnitřní vestavbou, ochrannou trubkou a elektrickým ohřívákem. Zkušební kanál je usazen na nosné konstrukci zkušební šachty.

Vnitřní vestavba, která má tvar šestihranu, je umístěná v nosné trubce a vytváří prostor pro model palivového souboru s řídicími tyčemi. Dolní a horní část kanálu imitují vstupní a výstupní podmínky reaktoru. Cirkulaci vody zajišťuje vysokotlaké oběhové čerpadlo umístěné v mezikusu zkušebního kanálu. Mezikruhovým prostorem mezi pláštěm a nosnou trubkou proudí voda od čerpadla dolů, kde se obrací (tzv. Fieldova trubka) a přes měřící mříž pro měření průtoku, opěrnou trubku a IMPK proudí zpět do čerpadla. Ve spodní části kanálu je elektrický ohřívák, tvořící dno tlakového pláště.

Průtok je měřen na základě tlakové diference na měřicí mříži, která je umístěna pod opěrnou trubkou palivového souboru..

Experimentální kanál je určen pro zkoušky pohonů řídicích tyčí. Pro hydraulické experimenty s palivovými soubory byly provedeny úpravy na vnitřní vestavbě. Po výšce kanálu bylo vytvořeny tlakové odběry, umožňující měřit tlakové diference mezi jednotlivými úseky zkoušené makety a tlakovou ztrátu celé kazety. Schéma tlakových odběrů je uvedeno na obr.2.



Obr.2 Schéma měření tlakových diferencí na zkoušené maketě TVSA-T

Způsob provedení hydraulických testů

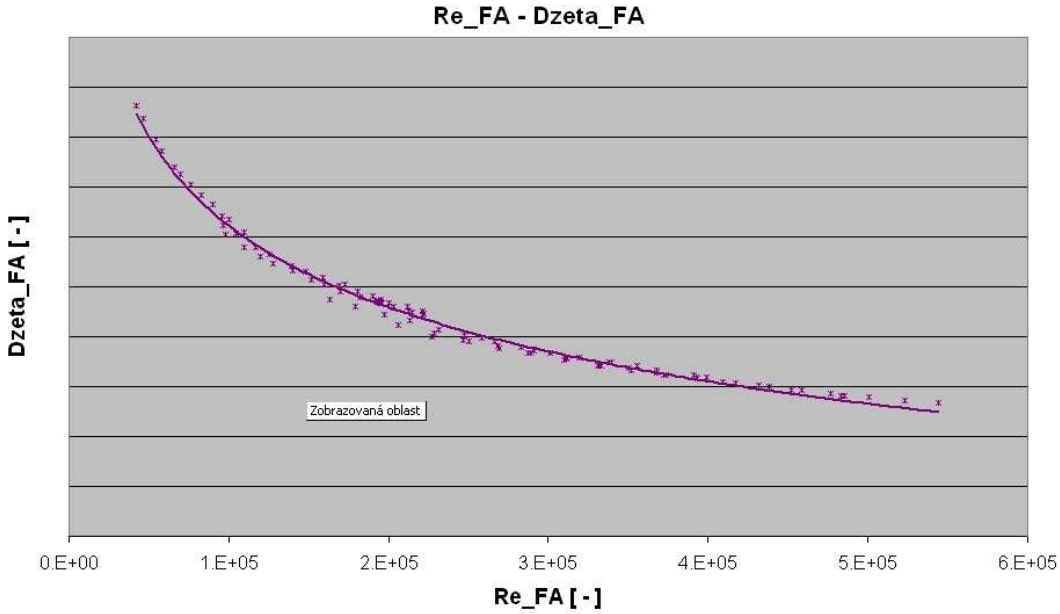
Maketa spolu s klastrem se umístí do šestihranného zkušebního kanálu stendu LKP. Stend se připraví k činnosti v souladu s provozními předpisy a současně proběhne prověrka všech měřících čidel a měřícího systému experimentální části.

Stend se natlakuje na provozní tlak, pracovní médium se ohřeje na hodnotu první teplotní hladiny a průtok se nastaví na nejnižší hodnotu průtoku. Po stabilizaci parametrů se provádí snímání všech měřených veličin po stanovenou dobu. Po ukončení měření se parametry stendu přestaví na další

kombinaci teploty a průtoku, stabilizují se parametry a provede se záznam všech měřených veličin. Tato činnost se nepřetržitě opakuje až jsou naměřeny všechny zadané kombinace.

Naměřené hodnoty tlakových diferencí se pro všechny zadané kombinace teplot a průtoků zpracovávají podle dohodnuté metodiky a výsledkem je závislost hydraulického odporu na průtoku. Příklad této závislosti je uveden na obr.3. Tato závislost bude stanovena jak pro maketu jako celek, tak pro její jednotlivé části.

Pro prokázaní reprodukovatelnosti naměřených hodnot bude cca 30% experimentálních bodů (kombinací teploty a průtoku) opakováno do jednoho měsíce po ukončení základní série zkoušek.



Obr.3 Závislost hydraulického odporu makety na průtoku

Pádové zkoušky klastrů

Základním cílem je experimentální prověření pádových charakteristik klastru výroby TVEL a klastru výroby WEC v maketě palivového souboru TVSA-T.

Tyto zkoušky na stejném experimentálním stendu jako zkoušky hydraulické. Doby a průběhy pádů budou sledovány celkem při 18 různých režimech provozu zkušebního kanálu postupně při teplotách 50, 120, 220 a 305°C a při průtocích média odpovídající 0, 60, 80 a 100% nominálního průtoku. Doby a průběh pádu budou sledovány pomocí standardního ukazatele polohy LKP, které bude používáno za provozu na JE Temelín. Pro každý provozní režim budou realizovány 3 pády příslušného klastru. Pro každý klastr to představuje celkem 54 pádů v průběhu celého testu.

Závěr

Nastávajícím testům předcházela důkladná příprava zařízení a celé týmy specialistů, která vyvrcholila modelovým provozem nastávajícího testu, t.j. dvěma zkouškami s odstupem cca 2 měsíců. Práce byly provedeny v plném rozsahu zadaných parametrů na testovací maketě, na které byly též prováděny testy před 13 lety. Výsledky testu jsou ve velké shodě s výsledky před 13 lety a reprodukovatelnost naměřených hodnot je na hranici 1%.

IZOTOPY VZÁCNÝCH PLYNOV VO VÝPUSTOCH JE TEMELÍN NÁJDENÉ SÚVISLOSTI MEDZI ICH OBJEMOVÝMI AKTIVITAMI SLEDOVANÉ NÁSTROJMI ŠTATISTICKEJ ANALÝZY

Ján Mihalík
Státní ústav radiační ochrany (SÚRO)

Abstrakt

Cieľom analýzy je nájsť súvislosti, ktoré by mohli viesť k odhadu aktivity jedného z nuklidov na základe druhého, na základe anomálii v štatistických parametroch usudzovať na anomálie v aktívnej zóne reaktoru alebo v technologickej časti (nekontrolované úniky), k uľahčeniu nezávislého monitorovania JE – posúdenie reliability hodnôt predložených JE. Nástrojmi analýzy sú log-normálne rozdelenie objemovej aktivity (OA) radionuklidov (RN) a ich vzájomných pomerov, lineárna korelácia OA s ohľadom na časový priebeh OA vo vnútornom ventilačnom komíne (VVK) a primárnom okruhu (IO). Výsledkom práce je preukázanie anomálie vo funkcii retenčnej technológie, rozdelenie sledovaného obdobia na úseky vzhľadom k multimodalite distribúcie dát a poukázanie na vhodnosť niektorých RN pre uvedené aplikácie.

Kľúčové slova:
plynné výpusty z JE, vzácne plyny, distribúcia hodnôt, stále pomery, lineárna korelácia.

Počas prevádzky jadrového reaktoru vzniká veľké množstvo rádioizotopov vzácnych plynov. Vznikajú v palivových článkoch (okrem ^{41}Ar) a pri ich ceste do plynných výpustov prechádzajú mikrotrhlinami v obale palivových článkoch alebo difundujú do vody primárneho okruhu. Odvzdušňovaním vody primárneho okruhu sa vzácne plyny dostávajú do plynných výpustov. Dlhodobé rádionuklidy, ktoré neuniknú z paliva týmto spôsobom, sa z palivových článkov vo veľkej miere uvoľňujú pri prepracovaní paliva.

Väčšina z nich má krátky polčas rozpadu. Stačí len niekoľko týždňov, aby sa takto generovaná rádioaktivita v životnom prostredí dostala na svoju pôvodnú hodnotu. Tie, ktoré majú polčas rádovo v rokoch však dlhodobo narušujú svoju bilanciu v v životnom prostredí, kde dochádza k nárastu ich koncentrácie. Takýmto príkladom je nuklid ^{85}Kr s polčasom približne 10,5 roka. Možnosť zachycovať jeho únik v plynných výpustoch je možný len jeho absorbciou alebo vymrazovaním, čo je však pri množstve plynu prúdiacom ventilačnými komínmi náročná a v súčastnosti nerealizovaná úloha. Na druhej strane, aby bolo možné zodpovedne posúdiť záťaž, ktorú predstavuje prevádzka jadrového reaktora na životné prostredia, je potrebné bilancovať výpusty vzhľadom k izotopom s najdlhším polčasom rozpadu. ^{85}Kr je beta žiarič. Prítomný v atmosfére sa podieľa v prvom rade na expozícii pokožky človeka. Inertnosť vyplývajúca z jeho chemickej povahy znižuje riziko jeho vstupu do potravinového reťazca. Rastúci počet jadrových zariadení a prepracovanie jadrového paliva sú dôvody, prečo sa zaoberať bilancovaním ^{85}Kr v atmosfére.

Detekcia ^{85}Kr v životnom prostredí sa prevádza dvomi spôsobmi. Klasickou a menej používanou metódou je rádiometrické stanovenie v prietokových ionizačných komorách. Druhou používanou metódou je jeho stanovenie pomocou scintilátorou. Potreba skvapalnenia kryptónu získaného zo vzorky je príčinou časovej náročnosti takéhoto stanovovania.

Metódou, ktorou sa zaoberá moje pracovisko je nájsť spôsob ako stanoviť kryptón ^{85}Kr na základe štatistických vzťahov k iným plynným rádioizotopom. Tieto vzťahy vyplývajú z hodnôt objemovej

aktivity v určitom období. Pre tieto účely sme použili rádioizotopy ^{85m}Kr, ^{133}Xe, ^{135}Xe, ktoré sú vo ventilačných komínoch stanovované gama spektrometricky.

Vychádzali sme z predpokladu, že pre určitý typ paliva s ohľadom na jeho stupeň vyhorenia by mal byť pomer medzi nuklidmi vzácnych plynov unikajúcimi rôznymi trhlinami v obale palivových článkov stabilný v určitom intervale. Do úvahy treba zobrať aj dĺžku cesty, ktorú prekonávajú nuklidy, kým sa dostanú do ventilačného komínu a vzhľadom k tomu aj polčas ich rozpadu. Prístup sme mali k denným priemerom objemovej aktivity. K spracovaniu boli vzaté hodnoty z vnútorných VK z období mimo odstávky reaktoru, ktoré boli vyššie ako minimálne detekovateľná aktivita (MDA). Prevedením log-normálneho rozdelenia dát sme zistili, že v sledovanom dvojročnom období je priebeh obj. aktivít i vzájomných pomerov nuklidov multymodálny. Na základe toho sme si zvolili obdobia čo najviac monomodálne s najnižšou hodnotou geometrickej smerodatnej ochylky (ukázka - obr. 3, 4). V týchto časových radách sme previedli analýzu lineárnej korelácie medzi objemovými aktivitami a sledovali stabilitu ich vzájomných pomerov.

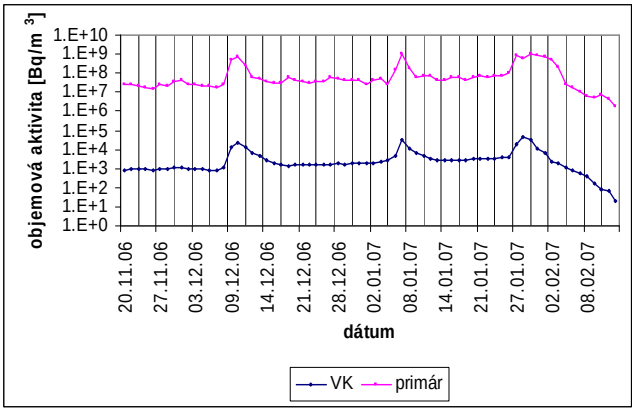
Z rozsiahlej analýzy, ktorú sme previedli vyplýva, že najvyššiu vzájomnú koreláciu prejavujú ^{85m}Kr a ^{135}Xe v primárnom okruhu i vnútornom ventilačnom komíne 1. i 2. HVB (tab. 1, 2). Zároveň pomer obj. aktivít týchto dvoch nuklidov sa vyznačuje vysokou stabilitou (tab. 3, 4). Vyšší korelačný koeficient je dosiahnutý vo ventilačnom komíne, čo je pravdepodobne ovplyvnené blízkymi polčasmi týchto dvoch nuklidov. Objemové aktivity všetkých sledovaných nuklidov neprejavujú významnejšiu koreláciu s elektrickým výkonom blokov. Za pozornosť stojí skutočnosť, že ich korelačný koeficient je vyšší vo ventilačnom komíne ako v primárnom okruhu. Ďalším krokom by malo byť nazbieranie veľkého počtu dát o objemovej aktivite, ktoré by korešpondovali s objemovými aktivitami izotopov stanovovaných gama stpektrometricky. Analýzou viacrozmernej lineárnej korelácie dôjsť k závislosti medzi sledovanými izotopmi a ^{85}Kr.

Literatúra

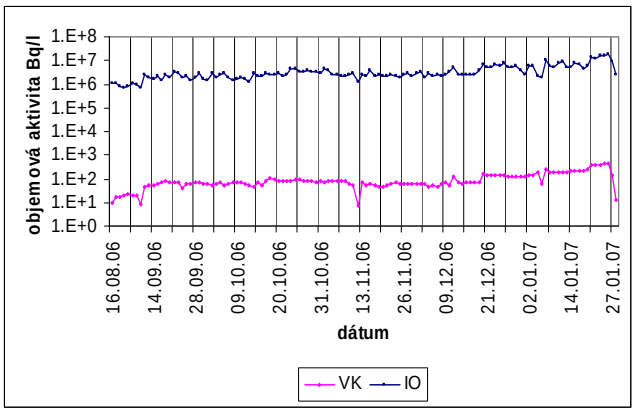
[1] TÖLGYESSY J., ŠÁRO Š.: *Rádioaktivita prostredia*. ALFA, Bratislava, 1985.

[2] JERNKVIST, L. O., MASSIH , A. R., BETOU, J.. *Evaluation of fission product gas release and the impact of fuel microstructure at high burnup* [online]. Nórsko : 2002 , [cit. 2007-08-16]. Dostupný z WWW: <http://www.quantumtech.se/pdf/2002/EHPG_paper_F3.9.pdf>.

[3] RULÍK, Petr. *Studium umělých radionuklidů v životním a pracovním prostředí : Úkol institucionálního výzkumu SÚRO část 3.* Praha, 2005. 297 s. Závěrečná zpráva.



Obr. 2: Objemová aktivita ^{133}Xe v primárnom okruhu a ventilačnom komíne HVB-1. V zhodnom čase dochádza k nárastu aktivity v oboch technologických častiach.



Obr. 3: Objemová aktivita ^{85m}Kr v primárnom okruhu a ventilačnom komíne HVB-1. V zhodnom čase dochádza k nárastu aktivity v oboch technologických častiach.

HVB-1	vnútorný ventilačný komín			primár		
	^{85m}Kr:^{133}Xe	^{85m}Kr:^{135}Xe	^{133}Xe:^{135}Xe	^{85m}Kr:^{133}Xe	^{85m}Kr:^{135}Xe	^{133}Xe:^{135}Xe
korelačný koeficient	0.32	0.93	0.49	0.2	0.63	0.56
GSD	2.6	1.4	2.9	2.9	1.7	2.8

Tabulka 1: Korelačné koeficienty objemovej aktivity sledovaných nuklidov a GSD ich vzájomného pomeru v HVB-2 2005-2007.

HVB-2	vnútorný ventilačný komín			primár		
	^{85m}Kr:^{133}Xe	^{85m}Kr:^{135}Xe	^{133}Xe:^{135}Xe	^{85m}Kr:^{133}Xe	^{85m}Kr:^{135}Xe	^{133}Xe:^{135}Xe
Korelačný koeficient	0.69	0.99	0.72	0.31	0.72	0.72
GSD	2.2	1.3	2.2	2.2	1.4	2.2

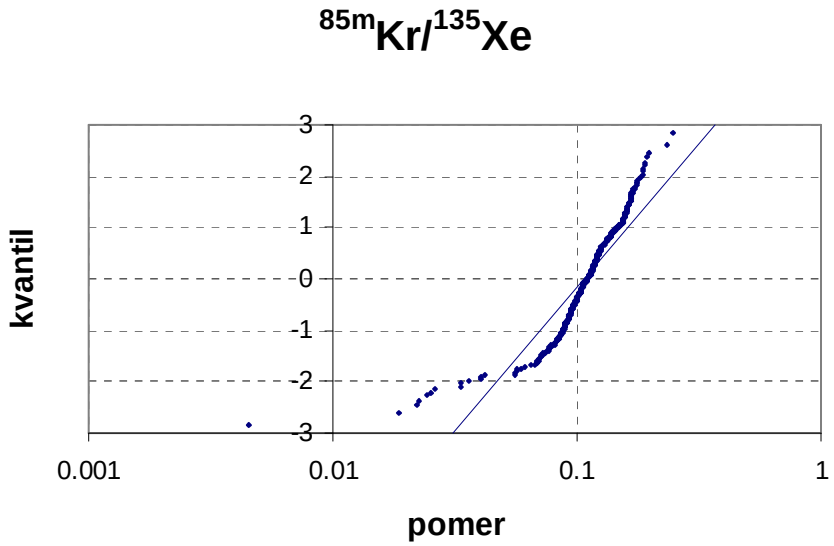
Tabulka 2: Korelačné koeficienty objemovej aktivity sledovaných nuklidov a GSD ich vzájomného pomeru v HVB-2 (2005-2007).

HVB-1	vnútorný ventilačný komín			primár		
	^{85m}Kr/^{133}Xe	^{85m}Kr/^{135}Xe	^{133}Xe/^{135}Xe	^{85m}Kr/^{133}Xe	^{85m}Kr/^{135}Xe	^{133}Xe/^{135}Xe
geometrický priemer	0,061	0,11	2,1	0,08	0,14	1,5
GSD	1,4	1,4	2,9	2,9	1,3	2,8

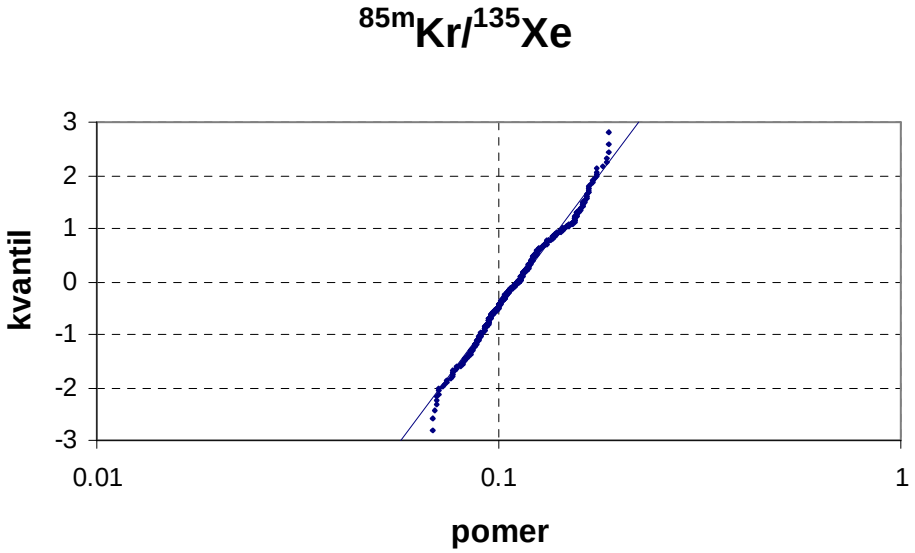
Tabulka 3: Pomery obj. aktivít nuklidov vo vnútornom VK a primárnom okruhu HVB-1 2005-2007.

HVB-2	vnútorný ventilačný komín			primár		
	^{85m}Kr/^{133}Xe	^{85m}Kr/^{135}Xe	^{133}Xe/^{135}Xe	^{85m}Kr/^{133}Xe	^{85m}Kr/^{135}Xe	^{133}Xe/^{135}Xe
geometrický priemer	0,16	0,15	0,91	0,18	0,17	0,92
GSD	2,2	1,3	2,2	2,2	1,4	2,2
*geometrický priemer	0,19	0,15		0,20	0,17	
*GSD	1,6	1,2		1,6	1,1	

Tabulka 4: Pomery obj. aktivít nuklidov vo vnútornom VK a primárnom okruhu HVB-1. * sú označené hodnoty získané po vyradení odľahlých dát.



Obr. 4: Log-normálne rozdelenie pomerov $^{85m}Kr/^{135}Xe$ od 1.1.2005-31.1.2007. Bližšie som analyzoval interval pomerov 0, 07-0,2, ktorých rozdelenie malo blízko k charakteru monomodálneho rozdelenia obr. 24



Obr. 5: Log-normálne rozdelenie pomerov obj. aktivity $^{85m}Kr/^{135}Xe$ v intervale pomerov 0,07-0,2.

DISTRIBÚCIA MATERIÁLOV V PROCESE VYRAĎOVANIA JADROVÝCH ZARIADENÍ

Matej Zachar[1,2], Vladimír Nečas[1]
[1]Slovenská technická univerzita v Bratislave
Katedra jadrovej fyziky a techniky
Fakulta elektrotechniky a informatiky
[2]DECOM, a.s.

Abstrakt

Príspevok sa zaoberá problematikou vyraďovania jadrových zariadení z prevádzky z hľadiska distribúcie materiálov v tomto procese. Pri realizácii činností vyraďovania vzniká značné množstvo materiálov, ktoré môžu byť uvoľnené do životného prostredia resp. trvalo uložené v úložiskách rádioaktívnych odpadov.

Využitím nástroja integrovaného materiálového toku, ktorý je súčasťou výpočtového kódu OMEGA, je možné tok materiálov a ich aktivity sledovať tak, ako by prebiehal v reálnom procese vyraďovania od demontáže až po uvoľnenie z lokality vyraďovaného jadrového zariadenia.

Zaznamenanie a analýza zmien v distribúcii materiálov v dôsledku úpravy vstupných parametrov vyraďovania je predmetom modelového výpočtového hodnotenia realizovaného prostriedkom OMEGA.

1. Úvod

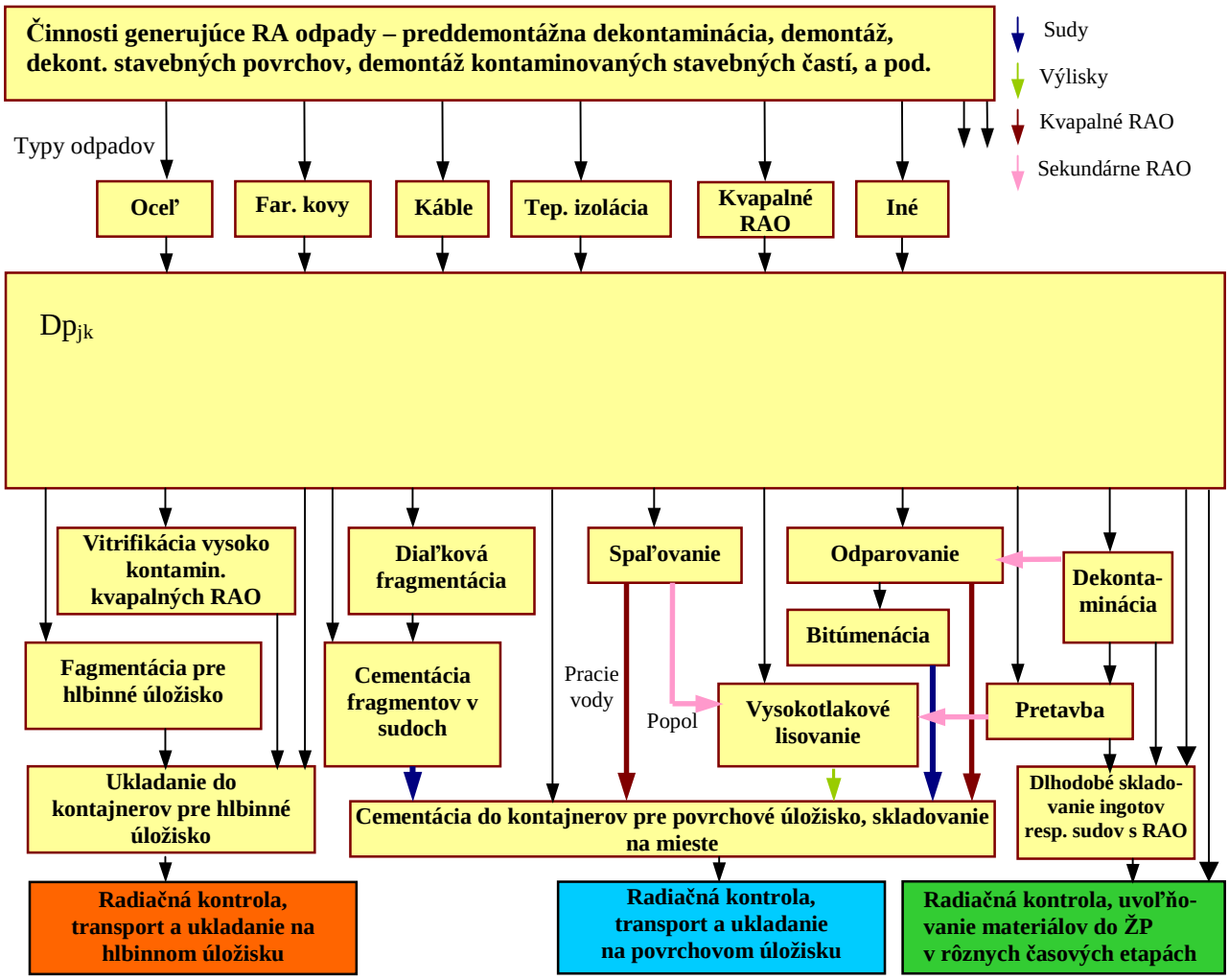
Vyraďovanie jadrových zariadení (JZ) z prevádzky predstavuje rozsiahly, zložitý, finančne a časovo náročný súbor technologických a administratívnych činností a operácií, potrebných vykonať na JZ po uplynutí doby jeho životnosti. Konečným cieľom celého procesu je uvoľnenie lokality vyraďovaného JZ spod radiačnej kontroly dozorného orgánu, s následným využitím areálu na ľubovoľný účel [1].

Vzhľadom na spomenutú technologickú, časovú a finančnú náročnosť procesu je nevyhnutné, aby v procese prípravy vyraďovania bol k dispozícii vhodný výpočtový prostriedok slúžiaci na stanovenie parametrov vyraďovania ako sú náklady, prácnosť, ožiarenie, vplyv na životné prostredie, množstvo a druh materiálov uvoľňovaných mimo lokalitu JZ atď. Na Slovensku sa na určenie spomenutých parametrov vyraďovania využíva výpočtový kód OMEGA (Oracle Multicriterial General Assessment of Decommissioning) [1].

2. Tok materiálov v procese vyraďovania

Pri realizácii činností vyraďovania (preddemontážna dekontaminácia, demontáž, dekontaminácia stavebných povrchov, demontáž kontaminovaných stavebných častí) vzniká značné množstvo materiálov resp. rádioaktívnych odpadov (RAO). V závislosti od charakteru, fyzikálnych a chemických vlastností, rádiologických parametrov (povrchová kontaminácia, hmotnostná resp. objemová aktivita) vstupujú jednotlivé komponenty do procesu spracovania a úpravy RAO. Tu môžu vznikať ďalšie - sekundárne RAO napr. popol zo spaľovne, dekontaminačné roztoky (obr.č.1).

Z hľadiska finálneho uvoľnenia materiálov z lokality JZ možno hovoriť o nepodmienenom uvoľňovaní do ŽP v prípade, ak sú splnené všetky legislatívne stanovené limity a podmienky pre uvoľňovanie materiálov z lokality JZ. Takto uvoľnené materiály môžu byť následne využité v ľubovoľnej priemyselnej oblasti. Ak však príslušné limity splnené nie sú, hovoríme o finálnom ukladaní RAO na úložiská bez možnosti ďalšieho nakladania resp. manipulácie s nimi. Nízkoaktívne a krátkožijúce stredneaktívne (obsahujú nuklidy s dobou polpremeny kratšou ako 30 rokov) RAO sú po fixácii do vhodnej matrice uložiteľné v úložisku povrchové typu. Na Slovensku plní funkciu povrchového úložiska (PÚ) Republikové úložisko RAO v Mochovciach, kde sú RAO ukladané vo forme vlákno-betónových kontajnerov (VBK). Dlhožijúce stredneaktívne a najmä vysokoaktívne odpady napr. aktivované časti reaktora nespĺňajúce limity a podmienky pre ukladanie na PÚ, musia byť momentálne dočasne skladované v špeciálnych jadrových zariadeniach až do vybudovania hlbinného úložiska (HÚ), kde budú následne trvale uložené.



Obr.č. 1: Distribúcia materiálov v procese vyraďovania

3. Výpočtové hodnotenie distribúcie materiálov v procese vyraďovania JZ pomocou výpočtového kódu OMEGA

Ako už bolo spomenuté v úvodnej časti príspevku, výpočtový prostriedok OMEGA slúži na ocenenie jednotlivých parametrov procesu vyraďovania. Pre ich kvantifikáciu je nutné rozdeliť celý proces na jednotlivé skupiny a podskupiny činností až po elementárne, jednoznačne identifikovateľné činnosti vyraďovania. Tieto činnosti sú systematicky usporiadané podľa PSL (Proposed Standardized List) štruktúry schválenej Medzinárodnou agentúrou pre atómovú energiu ako systém, ktorý primárne systematizuje nákladové (je však používaný aj pre ostatné parametre vyraďovania) položky vyraďovania [2].

Parametre charakterizujúce distribúciu materiálov v procese vyraďovania JZ sú v kóde OMEGA počítané využitím zabudovaného nástroja integrovaného materiálového toku. Tento nástroj kombinuje v sebe tok materiálov (obr.č.1) s tokom rádioaktivity viazanej na týchto materiáloch. Spomenutý nástroj uvažuje :

- Fyzikálne parametre materiálových komponentov (hmotnosť, plocha, objem ...).
- Rádiologické parametre materiálových komponentov (povrchová kontaminácia, indukovaná aktivita, nuklidové zloženie).
- Vplyv realizácie konkrétnych činností vyraďovania na ďalšiu distribúciu materiálov (vrátane vzniku sekundárnych odpadov a aerosólov).
- Limity a podmienky pre: technologické zariadenia pre spracovanie a úpravu RAO, uvoľňovanie materiálov do ŽP, ukladanie materiálov na povrchovom úložisku.
- Rádioaktívna premena nuklidov v čase.

Nástroj integrovaného materiálového toku teda umožňuje sledovať hmotnosti a aktivity jednotlivých materiálových komponentov počas vykonávania všetkých činností vyraďovania až po ich konečné uvoľnenie do ŽP resp. uloženie na úložisku RAO. Aktivita jednotlivých komponentov je sledovaná samostatne pre každý nuklid [3].

4. Modelové výpočtové hodnotenie distribúcie materiálov v procese vyraďovania JZ

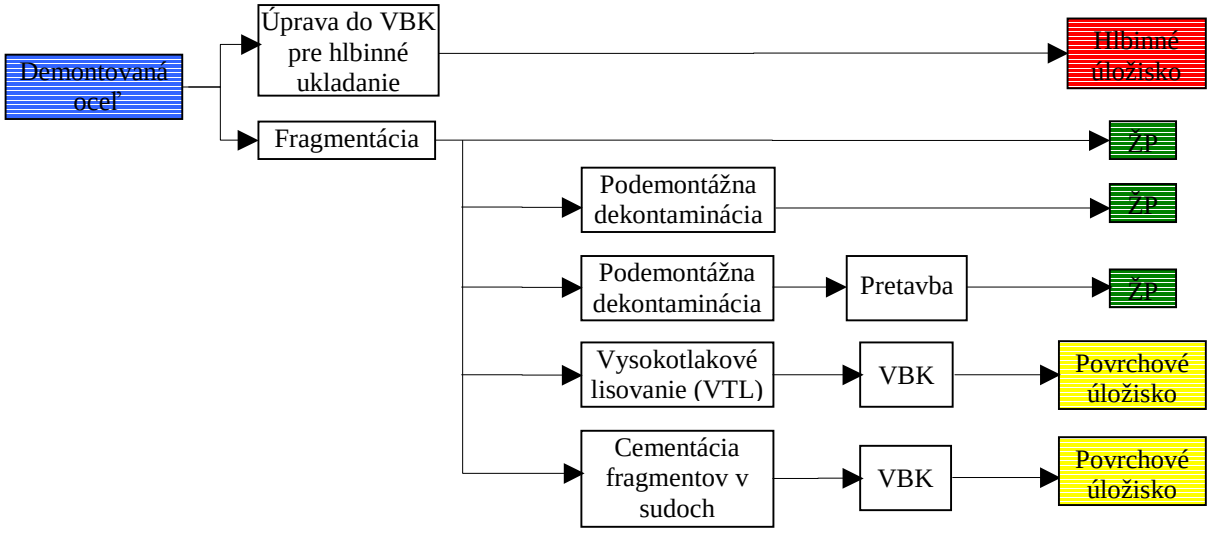
Modelové výpočtové hodnotenie distribúcie materiálov bolo realizované výpočtovým prostriedkom OMEGA a s použitím databázy jadrovej elektrárne A1 (vrátane ťažkovodného plynom chladeného reaktora KS 150) v lokalite Jaslovské Bohunice. Zmeny v toku materiálov boli sledované pri nasledovných úpravách vstupných parametrov vyraďovania :

- Scenár nakladania s rádioaktívnymi odpadmi
  - *S1* - aplikovaná podemontážna dekontaminácia (PODD) a pretavba
  - *S2* - aplikovaná iba podemontážna dekontamonácia (PODD)
  - *S4* - nie je aplikovaná žiadna z uvedených technológií
- Dátum začiatku vyraďovania
  - *2007* - variant okamžitej demontáže
  - *2047* - variant demontáže odloženej o 40 rokov
- Kontaminácia vonkajších a vnútorných povrchov technologických zariadení
  - *1K* - základná úroveň kontaminácie získaná z databázy
  - *10K* - 10-násobne zvýšená úroveň kontaminácie v porovnaní s databázou
- Nuklidový vektor povrchovej kontaminácie

A1 - reprezentuje JZ (elektráreň A1 v Jaslovských Bohuniciach) so závažnou prevádzkovou udalosťou, obsahuje rôzne nuklidy: ^{137}Cs, ^{90}Sr, alfa nuklidy

V1 - reprezentuje JZ (elektráreň V1 v Jaslovských Bohuniciach) so štandardne ukončenou prevádzkou, dominantný kontaminant : ^{60}Co

V modelových výpočtových variantoch boli sledované zmeny v distribúcii uhlíkovej ocele (C-oceľ). Uhlíková oceľ bola vybraná kvôli tomu, že bola dominantným typom materiálu v konštrukcii elektrárne A1. Celková hmotnosť C-ocele demontovanej v kontrolovanom pásme bola 5 008 614,171 kg. Oceľ mohla byť uvoľnená do ŽP resp. uložená v úložiskách nasledovnými spôsobmi (obr.č.2):



Obr.č.2 : Distribúcia uhlíkovej ocele v procese vyraďovania

5. Analýza výsledkov modelových výpočtov

V nasledujúcej kapitole sú rozobraté výsledky modelového výpočtu zameraného na distribúciu materiálov v procese vyraďovania. Postupne bude vykonaná analýza pri zmene scenára nakladania s odpadmi, dátumu začiatku vyraďovania a povrchovej kontaminácie (kap. 4.). Každá z analýz je realizovaná pre oba typy nuklidových vektorov (NV) uvedených v predchádzajúcej kapitole.

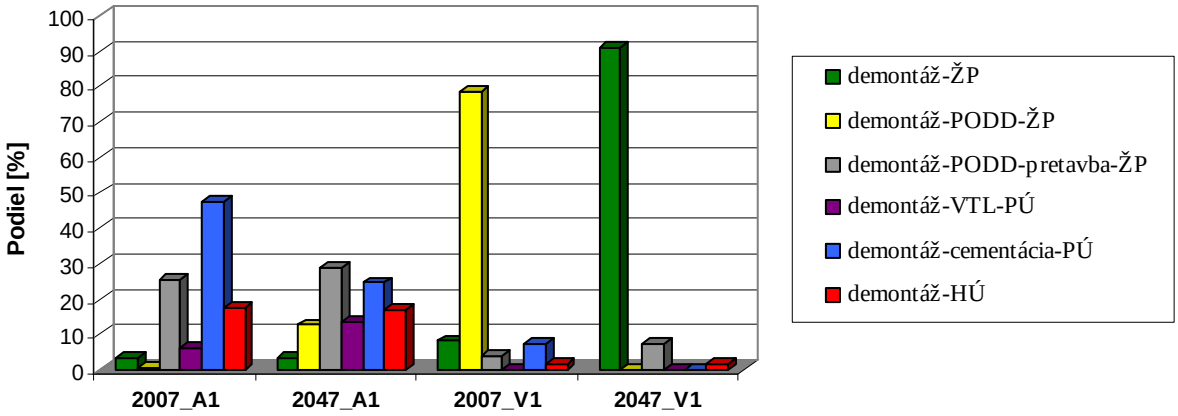
A. Analýzy vplyvu dátumu začiatku vyraďovania na distribúciu materiálov

Z dôvodu prirodzeného rádioaktívneho rozpadu kontaminantov v čase rastie podiel materiálov uvoľnených do ŽP pre oba typy NV. Samozrejme množstvo ocele ukladanej na PÚ klesá. Ak sa však pozrieme na podiel materiálov ukladaných na HÚ, ten je úplne nezávislý od doby začiatku vyraďovania (obr.č.3). Súvisí to s faktom, že 40 rokov je príliš krátka doba na to, aby sa výraznejšie prejavila premena dlhožijúcich kontaminatov nuklidového vektora A1 resp. aktivačných produktov reaktorových častí. Pričom pre všetky výpočtové varianty platí, že viac ako 90% rádioaktivity je viazanej práve v oceli ukladanej do HÚ.

Pri analýze variantov s NV typickým pre jadrovú elektráreň V1 (V1_2007, V1_2047) je z obr.č.3 viditeľné, že pri vyraďovaní odloženom o 40 rokov až 90% množstva ocele je uvoľnenej ihneď po demontáži (nemusí byť aplikovaná PODD), pretože aktivita dominantného kontaminantu ^{60}Co ($T_{1/2}$=5,3 roka) klesne za 40 rokov o viac ako 3 rády. Podiel ocele uloženej na PÚ klesá pri NV V1 v podstate

k nule. Pri rozbore výpočtových prípadov s použitím NV typického pre elektráreň A1 s neštandardne ukončenou prevádzkou (A1_2007, A1_2047) je vidieť nárast podielu uvoľnených materiálov po PODD a po PODD a pretavbe. Rovnako vzrástol aj podiel lisovateľnej ocele (vplyvom rádioaktívneho rozpadu väčšie množstvo ocele spĺňa limit prijateľnosti na vysokotlakové lisovanie) na úkor cementácie ocele v sudoch. Avšak posuny v distribúcii nie sú také výrazné ako pri NV V1 z dôvodu vysokého podielu ^{137}Cs ($T_{1/2}$=30,2 roka) v NV A1.

Ak porovnáme varianty s rozdielnymi NV (A1_2007 a V1_2007) možno konštatovať, že nuklidové zloženie NV kontaminácie má výrazný vplyv na distribúciu materiálov v procese vyraďovania JZ. Pri variantoch s NV A1 je značne väčšia časť ocele ukladaná do úložísk RAO. Naopak výrazne vyšší podiel materiálov uvoľňovaných do ŽP je badateľný pri variantoch s NV V1.



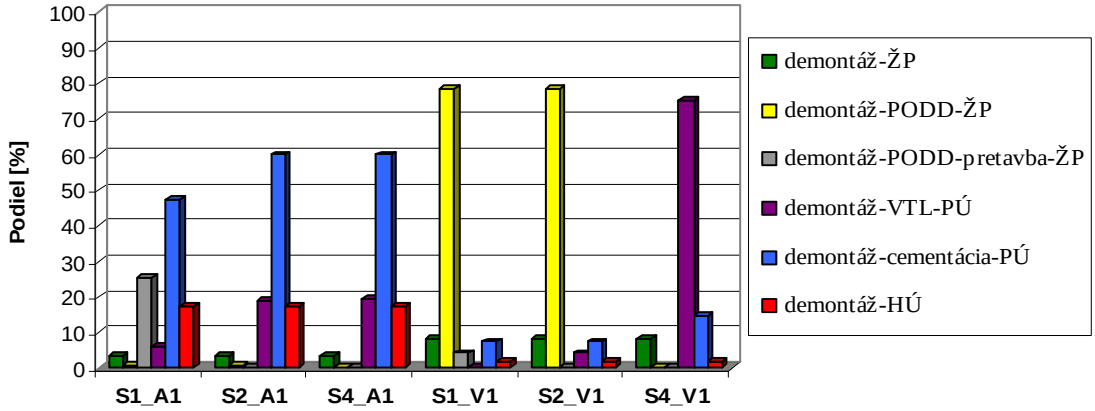
Obr.č.3 : Distribúcia C-ocele pre rôzne dátumy začiatku vyraďovania

B. Analýza vplyvu scenára nakladania s RAO na distribúciu materiálov

Pri analýze výsledkov uvedených na obr.č.4 možno povedať, že vo všeobecnosti s rastúcim počtom aplikovaných technológii spracovania RAO, rastie aj podiel ocele uvoľnenej do ŽP. Logicky, množstvo materiálov ukladaných do PÚ klesá. Avšak použitie viacerých technológií spracovania odpadov nemá vplyv na množstvo ocele uloženej do HÚ.

Ak sa zameriame iba na varianty s NV A1, možno badať výraznejšiu zmenu porovnaním scenárov S1, S2. Teda využitie resp. vynechanie pretavby má výrazný podiel na celkovej distribúcii ocele. Dôvodom je, že pri pretavbe je viac ako 90% aktivity ^{137}Cs uvoľňovaných vo forme trosky a aerosólov a iba malý podiel aktivity je viazaný v uvoľňovanom ingote. To je veľký rozdiel oproti ^{60}Co (dominantný kontaminant NV V1), kde až 99% aktivity je viazanej v ingote. Ale pri uvážení variantu S4_V1 je viditeľný značný nárast ocele podstupujúcej proces VTL z dôvodu vynechania PODD, a preto viac ako 90% ocele je vo variante S4_V1 je ukladanej v úložiskách.

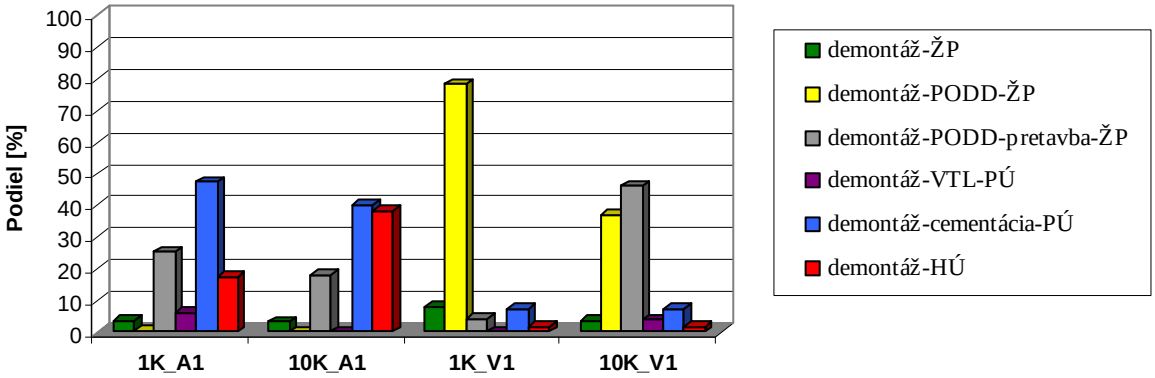
Záverom možno konštatovať, že pri uvažovaní NV A1 je veľmi výhodné využiť pretavbu. Vo variantoch s NV V1 je vynechanie PODD z hľadiska uvoľňovania ocele veľmi nevhodné.



Obr.č.4 : Distribúcia C-ocele pre rôzne scenáre nakladania s RAO

C. Analýza vplyvu povrchovej kontaminácie na distribúciu materiálov

Pri uvažovaní zvýšenej kontaminácie a NV A1 je vidieť značná redistribúcia ocelí. Podiel ocele ukladanej do HÚ sa viac ako zdvojnásobil na úkor ocele ukladanej do PÚ po VTL (lisovanie nie je aplikované dokonca vôbec) resp. cementácii v sudoch. Avšak pri variante V1_10K sa množstvo ocele ukladanej do HÚ oproti variantu V1_1K nezmenilo. Dôvodom je, že dominantný kontaminant ^{60}Co nie je vzhľadom na svoju relatívne krátku dobu polpremeny relevantným nuklidom pre hlbinné ukladanie. Teda do HÚ je aj napriek zvýšenej kontaminácii ukladaná iba aktivovaná oceľ z okolia reaktora (pre varianty s NV V1). Pri analýze variantu V1_10K je tiež viditeľné, že oceľ pôvodne uvoľnená do ŽP po PODD, je pri zvýšenej kontaminácii uvoľniteľná až po aplikácii pretavby (obr.č.5).



Obr.č.5 : Distribúcia C-ocele pre rôzne úrovne povrchovej kontaminácie

Zhodnotenie

Príspevok charakterizuje vyraďovanie JZ z hľadiska distribúcie materiálov v tomto procese. Pomocou výpočtového prostriedku OMEGA bolo realizované modelové hodnotenie vplyvu zmien vybraných vstupných parametrov vyraďovania na materiálovú distribúciu.

Z analýzy výsledkov prezentovaných v kap. 5 možno povedať, že rádiologická situácia JZ na konci prevádzky reprezentovaná úrovňou kontaminácie a nuklidovým vektorom je rozhodujúcim faktorom ovplyvňujúcim distribúciu a uvoľňovanie materiálov pri vyraďovaní. Čiastočné zvýšenie množstva materiálov uvoľniteľných do ŽP, a z toho vyplývajúce zníženie nákladov na proces ukladania

RAO, možno dosiahnuť použitím vhodnej kombinácie spracovateľských technológii RAO. Ak je inventár JZ kontaminovaný prevažne krátkožijúcimi nuklidmi, možno zlepšenie materiálovej distribúcie dosiahnuť aj odložením demontáže o vhodne zvolené časové obdobie.

Literatúra

[1] DANIŠKA, V., NEČAS, V. Calculation modelling of the decommissioning process of nuclear installations. *Journal of Electrical Engineering*, Vol. 51, No. 5-6, 2000, pp. 156-167.

[2] A Proposed Standardised List of Items for Costing Purposes. Interim Technical Document, OECD/NEA, IAEA, EC, 1999.

[3] ZACHAR, M., DANIŠKA, V., NEČAS, V. Methods of the Impact Assessment of Decommissioning of Nuclear Installation on the Environment. *International Youth Conference on Energetics IYCE 2007*. Budapest, Hungary, 31.5.-2.6.2007.

CHARAKTERIZACE RAO POMOCÍ SEGMENTOVÉHO GAMMA-SCANNERU V ÚJV ŘEŽ A.S.

Josef Mudra
Ústav jaderného výzkumu Řež a.s.

Abstrakt

Centrum nakládání s radioaktivními odpady (Centrum) je součástí Ústavu jaderného výzkumu Řež a.s., které zajišťuje komplexní služby v oblasti nakládání s radioaktivními odpady (RAO). Vzhledem k různorodosti zpracovávaných institucionálních RAO má z hlediska legislativy, podmínek přijatelnosti RAO k uložení a volby nejvhodnějšího postupu zpracování charakterizace RAO velký význam. Kromě běžných standardních měření (měření dávkového příkonu, povrchové kontaminace, laboratorní analýzy) se v Centru provádí také pokročilé metody nedestruktivní charakterizace RAO. Pro zjištění informací o radionuklidovém složení a aktivitě RAO existují dvě základní metody nedestruktivní a destruktivní. Jednou z pokročilých nedestruktivních metod je použití segmentového gamma-scanneru (SGS). SGS slouží ke gamaspektrometrické charakterizaci velkoobjemových RAO a dalším z neocenitelných výstupů je obrázek průmětu interního rozložení detekovaných radionuklidů na povrch obalového souboru RAO. Pomocí získaných dat (detekované radionuklidy, homogenita rozložení radionuklidů v RAO, původ RAO) je možné vypočítat aktivitu požadovaných radionuklidů v RAO.

1. Úvod

Centrum nakládání s radioaktivními odpady (dále jen Centrum) je součástí Ústavu jaderného výzkumu Řež a.s. (dále jen ÚJV), který je vedoucí organizací v oblasti jaderného výzkumu a vývoje v ČR. Nedílnou součástí systému nakládání s institucionálními radioaktivními odpady v ČR (dále jen RAO) je Centrum, které v této oblasti zajišťuje komplexní služby, tj. převzetí, charakterizace, skladování, zpracování a úprava RAO do formy umožňující uložení v úložišti RAO. Institucionální RAO, která jsou v Centru zpracovávaná pochází z výzkumu, průmyslu, nebo zdravotnictví.

2. Charakterizace RAO

Nedílnou součástí nakládání s RAO je charakterizace RAO. Tato charakterizace má velký význam vzhledem k různorodosti institucionálních RAO a také z hlediska legislativy, podmínek přijatelnosti RAO k uložení, volby nejvhodnějšího postupu zpracování a ke kontrole pravdivosti deklarace RAO původcem těchto odpadů před předáním k likvidaci. Charakterizace RAO je v rámci Centra zajišťována Laboratoří charakterizace RAO, která je od roku 1995 součástí evropské sítě laboratoří *„European Network of Testing Facilities for the Quality Checking of Radioactive Waste Packages“*.

V Centru se provádí jak standardní měření (měření dávkového příkonu, povrchové kontaminace obalového souboru), tak i nadstandardní měření (nedestruktivní a destruktivní analýza). Tato nadstandardní měření se provádějí z důvodu zjištění radionuklidového složení RAO.

Nedestruktivní analýza je prováděna pomocí gamaspektrometrie a výsledkem měření je informace o obsažených radionuklidech, jejich množství a aktivitě. Podle rozměrů RAO se používá spektrometrické měření buď nízkoobjemových RAO (laboratorní měření malých vzorků) nebo velkoobjemových RAO (např. 200 l sudů), které se měří pomocí segmentového gamma-scanneru (SGS)

(popis viz dále). Touto nedestruktivní analýzou se v relativně krátkém čase a bez vzniku sekundárního RAO získají potřebné informace. Podmínkou nedestruktivní analýzy je ale přítomnost radionuklidů, které emitují gama záření o dostatečné energii a intenzitě (většinou o energii vyšší než 60 keV) nebo neutronové záření. Pokud alfa nebo beta radionuklidy nemají doprovodnou gama složku o dostatečné energii jsou tyto radionuklidy obtížně stanovitelné nedestruktivní analýzou. Pro získání požadovaných informací je zapotřebí je stanovit pomocí destruktivní analýzy.

Hlavní výhodou destruktivní analýzy je možnost stanovení jakéhokoliv radionuklidu. Naproti tomu k její nevýhodě patří vznik sekundárního RAO a delší čas k provedení této analýzy. Z hlediska přesnosti je u destruktivní analýzy důležité správné určení místa pro odběr representativního vzorku. K určení místa odběru representativního vzorku mohou pomoci právě pokročilé metody nedestruktivní analýzy za použití SGS.

3. Měření za použití segmentového gamma-scanneru (SGS)

V roce 1995 vznikl program, jehož cílem bylo vybavit laboratoř prostředky na kontrolu upravených RAO (obvykle ve 200 l sudu) před jejich uložením do úložiště. Pro tento účel byla Laboratoř vybavena (SGS) (Obr. 1), který byl pořízen v rámci projektu technické podpory Mezinárodní agentury pro atomovou energii ve Vídni (dále jen MAAE). Výstupem měření za použití SGS je gama-spektrum s obrázkem průmětu interního rozložení detekovaných radionuklidů na povrch obalového souboru RAO. Pomocí získaných dat se v programu ISOCS vypočítá přibližná aktivita daného RAO. Toto zařízení je dnes v Centru používáno pro kontrolu upravených RAO před uložením do úložiště. SGS lze také rozšířit o zařízení na detekci neutronů. Přítomnost emitovaných neutronů ukazuje na obsah buď samoštěpitelných materiálů nebo transuranů (přes [alfa,n] reakci], a nebo za pomoci externího neutronového zdroje je možné detekovat štěpitelné materiály.

3.1. Popis segementového gamma-scanneru

Segmentový gamma-scanner se skládá z mechanické a softwarové části. Mechanickou část tvoří:

- mechanická točna umožňující otáčení měřeným objektem (např. sudem)
  - nosnost je max. 600 kg (lze ji výjimečně překročit)
  - max. průměr objektu je 60 cm, s nutností manuálního vystředění měřeného objektu
- „kolimátor “ umožňující posouvání detektoru s kolimátorem ve vertikálním směru až do výšky 80 cm
  - HPGe detektor s relativní účinností 40 %
- posuvný rám umožňující posouvat kolimátorem v horizontální poloze až do 100 cm od měřeného objektu

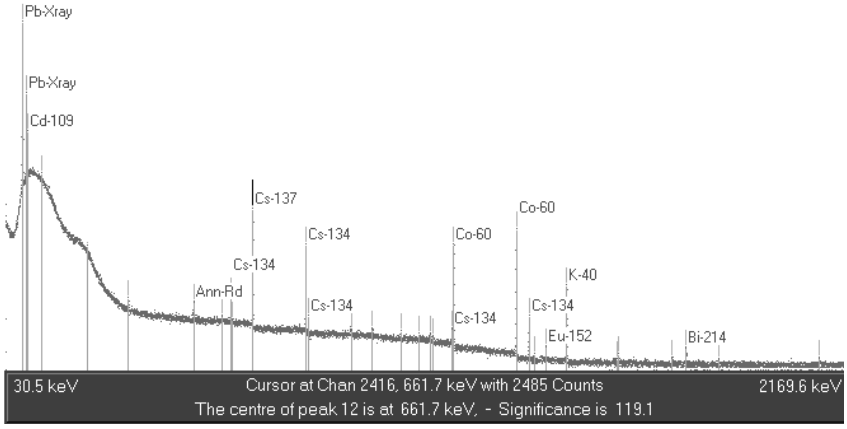
Softwarovou část tvoří:

- program Genie 2000 - universální software na komplexní analýzu naměřených spekter
- program ISOCS - slouží k výpočtu účinnostních křivek detektoru libovolné, ne příliš komplikované, geometrie měření

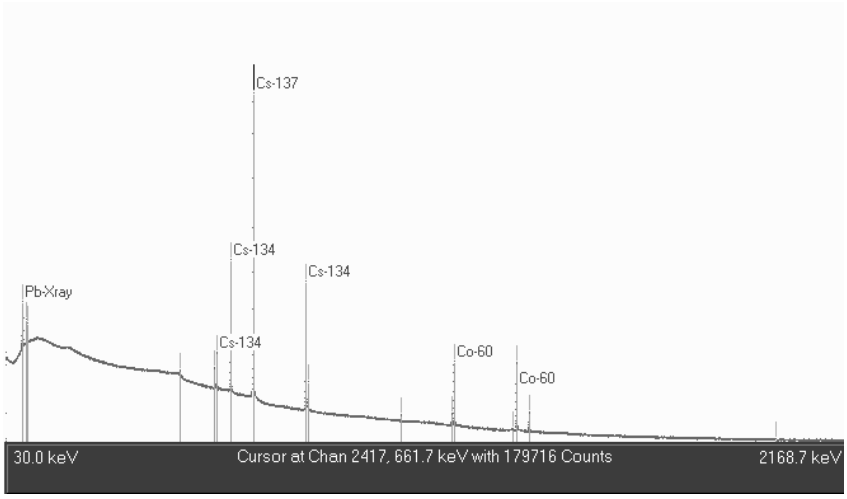
Obr. 1: Fotografie segmentového gamma-scanneru s měřeným objektem - 200 l sudem

3.2. Průběh měření a zpracování dat

Spektrometricky se měří rozložení gama záření na povrchu měřeného objektu. Typicky se měří 12 x 12 segmentů. Následně se provede analýza jednotlivých spekter a také spektra součtového. Příklady obou typů spekter jsou uvedeny na Obr. 2a a 2b.



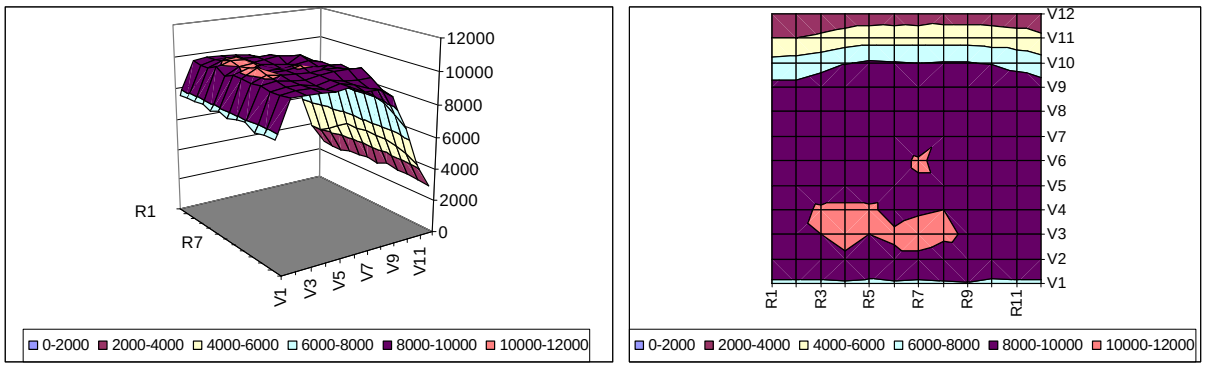
Obr. 2a: Příklad spektra jednoho segmentu



Obr. 2b: Příklad součtového spektra

Analýzou spektra jsou nalezeny radionuklidy uvnitř měřeného objektu, které emitují gama záření o dostatečné energii a intenzitě. Dalším krokem je provedení analýzy jednotlivých segmentových spekter, kde se sleduje pouze měřená intenzita vybraných radionuklidů. Výsledkem této analýzy je obrázek distribuce jednotlivých radionuklidů na povrchu měřeného objektu. (Obr 3). Na základě rozložení radionuklidů na povrchu měřeného objektu se provede odhad vnitřní struktury objektu. Pokud jsou k dispozici doplňující informace, použijí se k upřesnění odhadu.

Pomocí softwaru ISOCS se vypočítá orientační aktivita jednotlivých radionuklidů v měřeném objektu. Pro zjištění konečné aktivity se odebere vzorek z nejaktivnějšího místa a změří se jeho aktivita. Na základě takto zjištěné aktivity se upraví a rozpočítá aktivita celého povrchu měřeného objektu.



Obr. 3: Ukázka grafu distribuce ^{137}Cs (661,7 keV). R1-R12 jsou úhlové polohy a V1-V12 jsou vertikální polohy skeneru. Jedná se o homogenní rozložení aktivity ^{137}Cs.

Závěr

Používání segmentového gamma-scanneru pro nedestruktivní analýzu velkoobjemových RAO (hlavně 200 l sudů) se plně osvědčilo a stalo se nezbytnou součástí charakterizace RAO v Centru. Slouží jednak k verifikaci doložené aktivity a radionuklidového složení RAO deklarované původcem RAO a u neznámých RAO lze pomocí této metody odhadnout obsah radionuklidů emitujících gama záření a jejich aktivitu.

RYCHLÉ STANOVENÍ KONTAMINACE ALFA VE VZDUCHU POMOCÍ FRISCHOVY KOMORY

Milan Buňata
Státní ústav radiační ochrany

Abstrakt

V případě jaderné havárie, teroristického útoku nebo jiného krizového scénáře je úkolem Státního ústavu radiační ochrany provést rychlé zhodnocení situace a určit rozsah radiačního zamoření. Sem patří i stanovení kontaminace ovzduší radionuklidy emitujícími alfa záření, zvláště pak těmi, které není možné stanovit gama spektrometrií. V případě rozptýlení takových radionuklidů v atmosféře je jedinou cestou vedoucí k jejich rychlé detekci odebrání aerosolů pomocí filtračních zařízení na filtr a jejich následná alfa spektrometrická analýza. Největším problémem v celém procesu je chemické zpracování vzorků před vlastním měřením, které může analýzu protáhnout až na několik dní. Tento problém lze eliminovat, použije-li se ke získání spektra ionizační komora s Frischovou mřížkou, která umožňuje okamžité měření velkoplošných vzorků bez předchozích úprav. Touto cestou lze orientačně kontaminaci ovzduší stanovit během několika hodin od vzniku krizové situace.

Úvod

Jak ukazuje dnešní situace ve světě, ohrožení obyvatelstva radioaktivitou je riziko, které nelze podcenit. Díky své neviditelnosti je radioaktivita strašákem, jehož účinky jsou mnohdy panicky přeceňovány. Expozice obyvatelstva ionizujícímu záření tak má mnohem vyšší dopad psychologický než fyzikální. Jednou s cest, jak mírnit davovou paniku, je vytvoření rychle fungujícího systému analýz schopného během krátkého časového intervalu určit míru a rozsah nastalé události a provést správné vyhodnocení situace.

Rámcově lze jmenovat tři základní scénáře, v nichž hraje radioaktivita významnou roli, nazývané také radiační mimořádné situace (RaMS):

Havárie jaderně energetického zařízení. Jako příklad můžeme uvést havárii jaderné elektrárny Černobyl v tehdejším SSSR v roce 1986 nebo havárii v jaderné elektrárně Three Mile Island v USA v roce 1979.

1. Teroristický útok. Sem patří např. jaderný výbuch, jehož příprava je však dosti náročná, a výbuch špinavé bomby, neboli rozptýlení radioaktivní látky klasickou trhavinou.
2. Jiný únik radiace. Do tohoto bodu lze zařadit např. ztrátu nebo naopak nález radioaktivních zářičů.
3. Šíření poplašné zprávy. Ačkoliv se nejedná o klasickou RaMS, její význam nelze podceňovat.

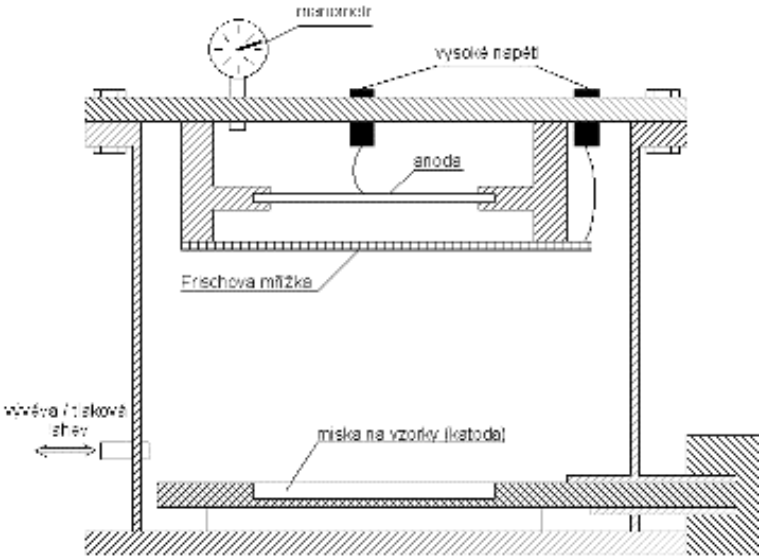
O tom, že tento přehled je pouze rámcový, nás přesvědčila v poslední době např. aféra agenta Litviněnka, otráveného ^{210}Po.

Je-li nutné rychle stanovit rozsah škod způsobených některou z výše uvedených událostí, je nejčastějším nástrojem gama spektrometrie. Avšak v určitých případech se mohou vyskytnout i radionuklidy, které gama záření neemitují. Takové je pak nutné stanovovat měřením jejich částicového záření, tedy α nebo β. Příklady radionuklidů stanovitelných pomocí emitovaného α záření můžou být například již zmíněné ^{210}Po, nebo některé transurany vznikající neutronovou aktivací souběžně se štěpnou reakcí. Jedná se zejména o izotopy americia, plutonia a curia. Jejich výskyt lze předpokládat např. v případě havárie jaderného reaktoru.

Jednou z veličin, která by měla být co nejdříve po radiační mimořádné události určena, je rozptyl radionuklidů do atmosféry. Jelikož drtivá většina radionuklidů se v atmosféře rozptyluje ve formě aerosolu, lze je úspěšně zachytávat na aerosolové filtry a následně měřit jejich aktivitu. Tento způsob se s úspěchem používá pro gama radionuklidy. Pro nuklidy emitující pouze alfa záření musí být vytvořen specifický způsob, který umožní kvalitní a především rychlé alfa spektrometrické měření.

Standardní cestou, jak se stanovují alfa radionuklidy, je jejich chemická separace a depozice do tenké vrstvy. Tímto způsobem kvalitně připravený vzorek může být analyzován např. polovodičovými detektory, což se provádí v evakuovaných komůrkách. Problémem však je dlouhá doba přípravy vzorku, která činí řádově desítky hodin až několik dní. Proto byla pro rychlou alfa spektrometrickou analýzu filtrů testována ionizační komora s Frischovou mřížkou, neboli Frischova komora.

Frischova komora je vylepšenou modifikací deskové pulsní ionizační komory a je využitelná pro alfa spektrometrická měření. Princip spočívá v mřížce, která je vložena mezi katodu a anodu (viz Obrázek 1 – Schéma Frischovy komory). Napětí vkládané na detektor je nerovnoměrně rozděleno – 55% je přivedeno na katodu a 45% na mřížku. To způsobuje, že veškeré elektrony vzniklé interakcí α částice s molekulou ionizačního plynu se chovají, jako kdyby vznikly v rovině mřížky a nezáleží tak na místě, kde k interakci došlo, což umožňuje měřit vzorky o velké ploše a různých tvarech. Technické parametry (účinnost, rozlišení) jsou podobné polovodičové spektrometrii. Přístroj tedy umožňuje měření aerosolových filtrů bez jakékoliv předchozí úpravy. Rozhodujícím faktorem ovlivňujícím kvalitu měření je potom výběr vhodného filtru.



Obrázek 1 – Schéma Frischovy komory

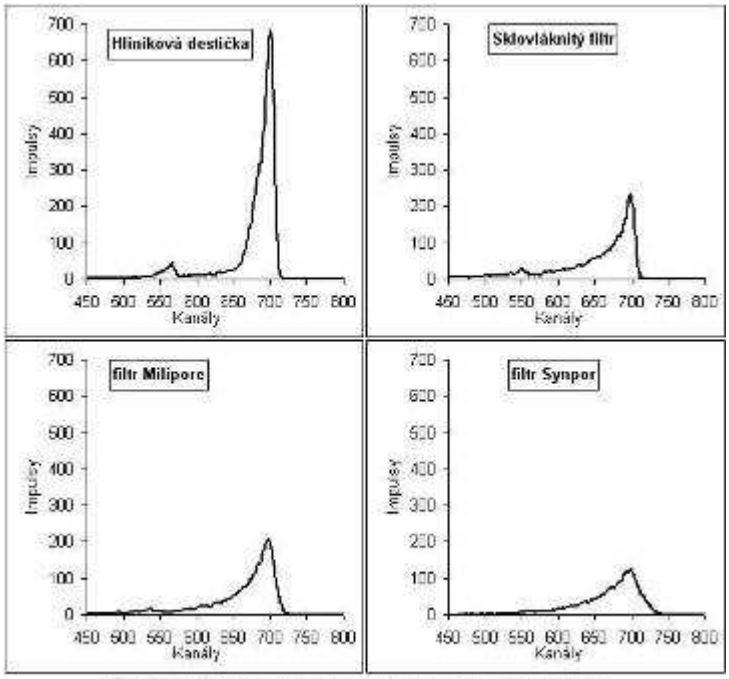
Použité přístroje

K měření byl použit přístroj Ordela, typ 8210A o ploše vzorku 490 cm^2 (kruh), resp. 524 cm^2 (obdélník). Komora je plněna průmyslově vyráběným plynem P-10 na provozní přetlak 40 kPa proti atmosféře. Rozlišovací schopnosti, detekční účinnosti a přibližná energetická kalibrace komory byly stanoveny pomocí etalonů ^{239}Pu a ^{241}Am (typ EA 13). Rozlišení pro tyto vzorky činilo cca 80 keV, účinnost cca 40%, jednomu kanálu odpovídal rozdíl energií zhruba 10 keV. Tyto charakteristiky byly ověřeny měřením alfa spekter vzorků ^{226}Ra připravených metodou mikrosrážení na membránový filtr. K testování elektronické trasy komory sloužil generátor pulsů Canberra, typ 807.

Výběr a měření filtrů

Byly provedeny experimenty vedoucí k nalezení filtru poskytujícího optimální kvalitu a rozlišení alfa spekter. K testování byly vybrány membránové filtry Milipore o průměru pórů 0,8 μm, Synpor o průměru pórů 0,4 μm a sklovláknitý filtr Whatman typ GF/A. Test rozlišení byl prováděn pomocí dceřiných produktů radonu – ^{218}Po a ^{214}Po. Přes filtry o průměru 33 mm byl po dobu 5 minut prosáván vzduch z radonové komory obsahující vyšší aktivity ^{222}Rn a jeho produktů rozpadu. Spektrum bylo měřeno 10 a 30 minut po ukončení odběru. Pro srovnání rozlišení byly v radonové atmosféře v hermetické nádobě připraveny vzorky spadovou depozicí dceřiných produktů radonu na povrch hliníkové destičky a změřeny za stejných podmínek jako filtry.

Nejkvalitnější spektrum dává podle očekávání vzorek připravený spadovou depozicí na hliníkovou destičku. Z použitých aerosolových filtrů se osvědčil filtr Milipore a sklovláknitý filtr Whatman, které poskytují spektra srovnatelné kvality. Filtr Synpor dává značně degradované spektrum, na němž nelze rozlišit ani pík RaA (^{218}Po, E_α = 6 MeV). Navíc u tohoto filtru dochází k pohlcení velkého množství alfa částic a tím i ke snížení účinnosti. To lze vysvětlit zabudováním aerosolových částic do objemu filtru a následné samoabsorpci alfa záření ve vzorku. Výsledky jsou patrné na Obrázku 2 – Spektra vzduchu z radonové komory pro jednotlivé filtry. Aktivita radonu v hermetické nádobě se lišila od aktivity v radonové komoře, proto plocha píku získaná měřením hliníkové destičky nekoresponduje s plochami píků získanými měřením filtrů.



Obrázek 2 - Spektra vzduchu z radonové komory pro jednotlivé filtry

Na základě výsledků testování filtrů byl k dalším experimentům vybrán sklovláknitý filtr Whatman, a to ze tří základních důvodů:

- Jedná se o filtr běžně používaný k odběru aerosolů v prosávacích zařízeních na pracovišti SÚRO Praha.
- Poskytuje kvalitní spektra alfa záření zachycených aerosolů.
- Je možné připravit filtry o velké ploše a odebírat tak velké objemy vzduchu.

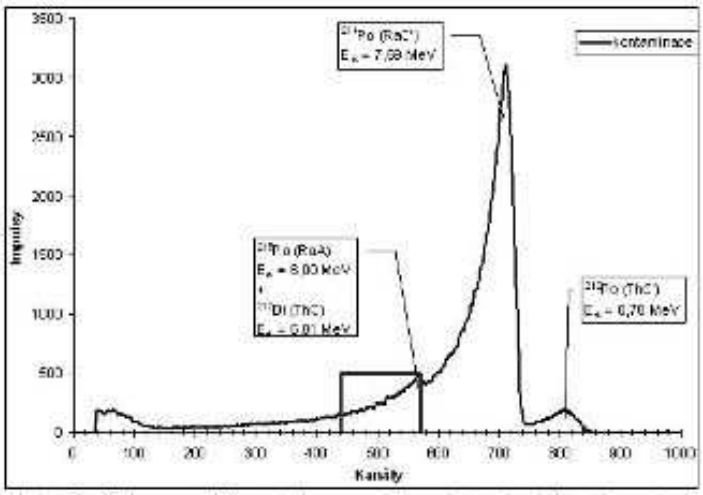
Nakonec byl proveden test běžně používaného textilního filtru, jehož použití pro uvedený účel se však neosvědčilo vzhledem k velmi výrazné degradaci spektra.

Minimální detekovatelné aktivity

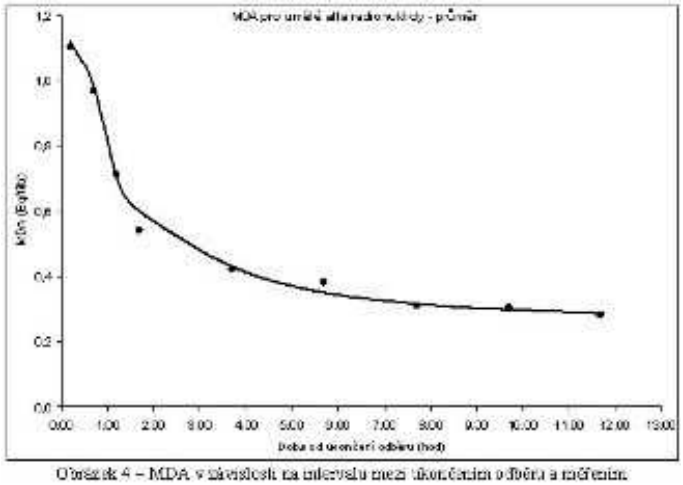
Se sklovláknitým filtrem Whatman byly v další fázi provedeny experimenty, které sloužily ke stanovení minimálních detekovatelných aktivit pro předpokládané kontaminanty (viz Tabulka 1). K tomuto účelu byl přes kruhový filtr o průměru 10 cm prosáván po dobu tří hodin vzduch ze dvora SÚRO Praha a filtr byl následně měřen v různých intervalech od ukončení odběru. Doba měření byla vždy 30 minut. Obrázek 3 ukazuje spektrum naměřené v době 12 - 42 minut od ukončení odběru, na němž jsou označeny píky produktů rozpadu atmosférického radonu a na němž je vyznačena poloha předpokládané kontaminace. Z naměřených dat byla sestavena časová závislost MDA, která je ovlivněna poločasy rozpadu přírodních radionuklidů (viz Obrázek 4).

Radionuklid	^{238}Pu	^{239}Pu	^{241}Am	^{242}Cm	^{244}Cm
Energie α	5,5 MeV	5,1 MeV	5,5 MeV	6,1 MeV	5,8 MeV
Poločas	87,7 r	$2{,}4.10^4$ r	432 r	162,8 d	18,1 r

Tabulka 1 – Vlastnosti některých předpokládaných kontaminantů



Obrázek 3 – Spektrum prostého vzduchu s vyznačenou polohou předpokládané kontaminace



Obrázek 4 – MDA v závislosti na intervalu mezi ukončením odběru a měřením

Minimální detekovatelné aktivity pro hladinu spolehlivost 95% byly vypočítány podle vzorce:

$$MDA = \frac{4{,}66 \cdot \sqrt{B \cdot T}}{T \cdot \eta \cdot 60}$$

kde B je počet impulsů v pozadí za 1 minutu, T je doba měření vzorku v minutách a η je účinnost detektoru.

MDA byly počítány pro jednotlivé předpokládané kontaminanty zvlášť. Vzhledem k blízkým energiím jejich alfa záření a tím i podobným hodnotám MDA byl do grafu na Obrázku 4 vynesen pouze její průměr. Jak je vidět, hodnota minimální detekovatelné aktivity ihned po odběru je vysoká (1,1 Bq/filtr). Ovšem za tři hodiny po ukončení odběry dojde téměř k vymření produktů rozpadu ^{222}Rn, čímž se hodnota MDA sníží na 0,5 Bq/l. Je-li např. vzduch prosáván po dobu 1 hodiny rychlostí 2 m^3/min, reprezentuje tato hodnota objemovou MDA 4 mBq/m^3. V případě terénních měření může doba tří hodin reprezentovat např. transport vzorku do laboratoře. Dále už je pozadí, z nějž je výpočet prováděn, určeno pouze produkty rozpadu ^{220}Rn, jejichž aktivita klesá s poločasem 10,6 hod.

Závěr

Ionizační komora s Frischovou mřížkou je přístroj vhodný k rychlému stanovení aktivit radionuklidů emitujících α částice. Její výhodou je možnost přímého měření velkoplošných vzorků (až 500 cm^2). Tento přístroj lze úspěšně využít pro rychlé stanovení kontaminace ovzduší alfa radionuklidy, např. v případě radiační mimořádné situace. Toto stanovení by se provádělo odebíráním aerosolů na filtry pomocí prosávačů a následným alfa spektrometrickým měřením těchto filtrů. K tomuto účelu byl na základě provedených experimentů vybrán běžně používaný sklovláknitý filtr Whatman, typ GF/A, který poskytuje kvalitní a dobře vyhodnotitelné spektrum. Navíc, narozdíl od membránových filtrů, je možné pracovat s velkoplošnými vzorky. Průměrné minimální detekovatelné aktivity se pro umělé alfa radionuklidy pohybují od 1,1 Bq/filtr (měření čtvrt hodiny od ukončení odběru) po 0,5 Bq/filtr (měření tři hodiny od ukončení odběru).

Publikace vychází z výzkumu podporovaného projektem VaV SÚJB č.3/2006

Literatura

[1] Sill, C. W., Rapid Monitoring of Soil, Water and Air Dusts by Direct Large-Area Alpha Spectrometry, Health Physics 69(1): 21-33, 1995

[2] Scarpitta, S. C., Miltenberger, R. P., Carte, N., Gaschott, R., Rapid Analytical Technique to Identify Alpha Emitting Isotopes in Water, Air-Filters, Urine, and Solid Matrices Using a Frisch Grid Detector, Health Physics 84(4): 492-501, 2003

[3] Instruction Manual Ordela Model 8210A Frisch Grid Large-Area Ionization Chamber

STANOVENÍ AKTIVITY VZORKŮ V PODMÍNKÁCH KANÁLU KRÁTKODOBÉHO OZAŘOVÁNÍ VÝZKUMNÉHO REAKTORU LVR-15

Ondřej Zlámal
Ústav jaderného výzkumu Řež a.s.

Abstrakt

Předložená práce vychází z experimentu provedeném v kanále H-1 výzkumného reaktoru LVR-15 v UJV Řež a.s., při kterém bylo ozářeno 20 aktivačních monitorů a následně určena jejich aktivita. Jedním z cílů této práce bylo napočítat v kódu ORIGEN 2.2 aktivitu pro 77 chemických prvků, která by odpovídala aktivitě po ozařování v kanálu H-1, používaného převážně pro krátkodobou neutronovou aktivační analýzu. Výsledky těchto výpočtů bude možné použít jako odhad pro případné další experimenty při aktivaci chemických prvků.

1. Úvod

Ústav jaderného výzkumu Řež a.s. (dále ÚJV Řež) je výzkumná instituce, která k dnešnímu dni provozuje dva výzkumné jaderné reaktory. Jeden z nich, označovaný jako LVR-15, je lehkovodní víceúčelový reaktor, používaný k širokému spektru výzkumných prací a služeb jako například materiálový výzkum, výroba radionuklidů pro lékařské účely, dopování křemíku, neutronová záchytová terapie a jiné. Pracoviště reaktoru LVR-15 bylo hlavním zdrojem experimentálních dat, ze kterých vychází tento příspěvek. Protože reaktor LVR-15 poskytuje široké možnosti jaderného výzkumu, je nutné znát velmi podrobně charakteristiky neutronového pole a ozařovací podmínky v různých místech nádoby, což bylo zaměřením mé bakalářská práce [1]. Cílem této práce bylo mimo jiné i napočítání aktivit různých chemických prvků výpočetním kódem ORIGEN, simulujícím prostředí v reaktoru LVR-15. Dostatečně přesná znalost hustoty toku neutronů v různých pozicích aktivní zóny i v místech mimo AZ je nutnou podmínkou pro správné vyhodnocení nejrůznějších experimentálních dat získávaných na výzkumných reaktorech. Významnou pozicí v aktivní zóně reaktoru LVR-15 je kanál krátkodobého ozařování H-1, tzv. potrubní pošta. Používá se převážně pro neutronovou aktivační analýzu (NAA). Výpočetním kódem ORIGEN byly simulovány ozařovací podmínky právě v kanále H-1.

2. Neutronová aktivační analýza

Počátky NAA byly položeny v polovině 30. let 20. století, kdy dánský fyzik maďarského původu George de Hevesy, spolu se svou asistentkou Hilde Levi, pozorovali při studiu aktivity vzácných zemin vztah mezi izotopickým složením látek a jejich aktivitou. Tím byly dány základy vědní disciplíny na pomezí chemie a fyziky, která dokáže určit chemické složení vzorku nedestruktivní formou. S nástupem a širším rozvojem jaderných reaktorů se význam NAA ještě znásobil. Jaderné reaktory dokáží poskytovat dostatečně silné neutronové toky a s pokračujícím rozvojem detekčních systémů se začíná NAA uplatňovat v čím dál tím více oborech. Princip NAA spočívá v ozáření sledovaného vzorku proudem neutronů a v následné tvorbě radionuklidů jednotlivých chemických prvků vzorku. Měřením spektra emitovaného záření a poločasu rozpadu radionuklidů se potom dá zpětně odvodit, k jakým jaderným reakcím došlo a které chemické prvky jsou ve vzorku obsaženy. Hlavním problémem NAA je odstranění nežádoucích radionuklidů, které mohou spektrem generovaného záření rušit a zastiňovat hledané radionuklidy. Proto se postupem času zavedly dva přístupy na odstranění nežádoucích radionuklidů – fyzikální a chemický přístup. Vedle nich ještě existuje instrumentální neutronová aktivační analýza (INAA), která měří pouze spektrum generovaného γ záření, bez jakýchkoliv úprav vzorku. Přestože je její použití omezeno pouze na vhodné vzorky, její nezanedbatelnou výhodou je nedestruktivní přístup, kdy do

vzorku není chemicky ani jinak zasahováno. Pokud nastane případ, kdy toto nelze splnit, zvláště v situacích kdy vzorek obsahuje pouze stopové množství sledovaného prvku, je nutno snížit aktivitu ostatních prvků ve vzorku. Toho se dosahuje buď chemickou úpravou (radiochemická separace, separace před ozařováním) nebo fyzikální cestou (zúžení energetického spektra neutronů, spektrální analýza indukované aktivity), respektive kombinací obou předchozích [2]. V tomto případě už ale nemůžeme hovořit o čisté instrumentální neutronové aktivační analýze. Metoda NAA má své klady a zápory. Mezi její největší výhody patří již zmíněná schopnost identifikace chemických prvků ve vzorku nedestruktivní cestou. Také vysoká citlivost a aplikovatelnost pro široké spektrum vzorků i se stopovým množstvím zkoumaného prvku se řadí mezi jasná pozitiva. Z praktického hlediska je pak vítaná možnost určit více prvků současně a také relativně vysoká přesnost měření v porovnání s ostatními analytickými metodami. Protože teoretický základ aktivační analýzy je dobře objasněn, dá se velmi dobře určit velikost možné chyby. Mezi nevýhody NAA patří zvláště náročnost na kvalitní zdroj neutronů, kterými je nejčastěji jaderný reaktor. V mnoha případech je také doba potřebná k analýze vzorku neúměrně dlouhá vzhledem k dlouhým poločasům rozpadu některých radionuklidů. Z provozně-praktického hlediska je zde také riziko vystavení pracovníků účinkům záření a v případech, kdy vzorky musí být ozařovány v tlakových nádobách, se existuje riziko exploze těchto nádob.

3. Aktivační rovnice

Neutronová aktivační analýza se dá rozdělit do dvou hlavních kroků – na aktivaci vzorku a následné měření. K oběma krokům musíme přistupovat s respektování významných fyzikálních dějů, které ve sledovaném vzorku probíhají. Základní aktivační rovnicí je rychlost vzniku radioaktivních jader

$$\frac{dN}{dt} = R \cdot N_0 - \lambda \cdot N ,$$

kde N je počet jader radionuklidu, N_0 je počet jader původního, mateřského prvku, λ je rozpadová konstanta pro daný radionuklid a R je reakční rychlost vztažená na jádro s absorbovaným neutronem za jednotku času jako

$$R = \int_0^{\infty} n(v) \cdot v \cdot \sigma_{CAP}(v) dv ,$$

kde n(v) je hustota neutronů jako funkce rychlosti neutronu v a $\sigma_{CAP}(v)$ je mikroskopický účinný průřez pro absorpci jako funkce rychlosti v. Reakční rychlost R zde představuje počet interakcí (záchytů neutronů jádrem), které proběhnou v jednotce objemu za jednotku času pro všechny možné rychlosti neutronů. Po zintegrování první rovnice dostáváme

$$N(t) = \frac{N_0 \cdot R}{\lambda} \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t}\right),$$

kde respektujeme hlavní děje při vzniku a zániku jader sledovaného radionuklidu. Hlavním problémem v této rovnici je co možná nejpřesnější určení reakční rychlosti R. Při respektování spektra neutronů v dobře moderovaném reaktoru můžeme toto spektrum rozdělit na dvě části při energii E_{Cd} = 0,55eV. Pak můžeme psát

$$R = \int_0^{v_{CD}} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) \cdot dv + \int_{v_{CD}}^{\infty} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) \cdot dv .$$

Reakční rychlost R tak rozdělíme na „tepelnou“ a „epitermální“ část. První část můžeme upravit následujícím způsobem

$$\int_0^{v_{CD}} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) \cdot dv = v_0 \cdot \sigma_0 \cdot \int_0^{\infty} n(v) \cdot dv ,$$

kde zavádíme

$$n = \int_0^{\infty} n(v) \cdot dv$$

a dostáváme

$$\int_0^{v_{CD}} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) \cdot dv = v_0 \cdot \sigma_0 \cdot n \,.$$

Druhou část výrazu, „epitermální“ převedeme z rychlostní závislosti na energetickou závislost. Zavedeme si tzv. *rezonanční integrál I_0*:

$$I_0 = \int_{E_{CD}}^{E_{\max}} \frac{\sigma(E) \cdot dE}{E},$$

s pomocí něhož můžeme vyjádřit

$$\int_{v_{CD}}^{\infty} n(v) \cdot v \cdot \sigma(v) \cdot dv = \phi_e \cdot \int_{E_{CD}}^{E_{\max}} \frac{\sigma(E) \cdot dE}{E} = \phi_e \cdot I_0 \,,$$

kde ϕ_e představuje hustotu toku epitermálních neutronů.

Již z definice samotného rezonančního integrálu I_0 vyplývá, že hustota toku epitermálních neutronů je nepřímo úměrná energii E. V literatuře se proto můžeme setkat s tzv. „oblastí zákona 1/E“. Reakční rychlost R pak můžeme psát

$$R = \phi_t \cdot \sigma_0 + \phi_e \cdot I_0(\alpha),$$

kde jsme použili

$$\phi_t = v_0 \cdot n \,,$$

kde ϕ_t je hustota toku tepelných neutronů. Pokud vzorek prošel aktivací, stává se jeho dalším charakteristickým rysem počet jader nově vzniklého radionuklidu [2]. Ten může být charakterizováno několika dobře měřitelnými časovými údaji – dobou ozařování, dobou rozpadu a dobou měření. Dobou ozařování je míněn časový úsek od počátku ozařování až po jeho ukončení, dobou rozpadu pak časový úsek, kdy vzorek nebyl ani ozařován ani měřen. Dobou měření míníme časový úsek po který probíhalo měření. Z čistě fyzikálního hlediska se děje probíhající ve vzorku po dobu měření, a po dobu rozpadu, neliší. Takto odlišné časové údaje se zavádějí pro upřesnění výsledků měření. Po aktivaci je počet aktivovaných jader vyjádřen rovnicí

$$N = \frac{R \cdot N_0}{\lambda} \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t_o}\right) \cdot e^{-\lambda \cdot t_r},$$

kde t_o je doba ozařování a t_r doba rozpadu [3]. Všechny ostatní symboly jsou v platnosti z předchozích definic. Tato rovnice tedy respektuje nejen vznik jader radionuklidu během ozařování a jejich přirozený rozpad, ale také bere v úvahu dobu, která uběhne od konce ozařování do začátku měření, tj. dobu rozpadu. Pokud se ale chceme dopracovat ještě přesnějšího měření, musíme vzít v úvahu také dobu, po kterou měření probíhá, a po kterou stále dochází k přirozenému rozpadu jader - dobu měření. Pak opravíme vztah ještě jedním součinitelem na

$$N = R \cdot N_0 \cdot \left(1 - e^{-\lambda \cdot t_o}\right) \cdot e^{-\lambda \cdot t_r} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda \cdot t_m}}{\lambda \cdot t_m},$$

kde t_m je doba měření.

Pro zjednodušení zápisu zavedeme několik následujících opravných faktorů. Prvním z nich bude opravný saturační faktor S, o kterém platí

$$S = 1 - e^{-\lambda \cdot t_o}.$$

Dalším bude opravný rozpadový faktor D, jenž je definován jako

$$D = e^{-\lambda \cdot t_r}.$$

Posledním opravným faktorem bude opravný faktor pro měření C_M

$$C_M = \frac{1 - e^{-\lambda \cdot t_m}}{\lambda \cdot t_m}.$$

Pak můžeme původní rovnici přepsat jako

$$N = R \cdot N_0 \cdot S \cdot D \cdot C_M .$$

4. Experimentální stanovení aktivity

V ÚJV Řež a.s. je k dispozici lehkovodní výzkumný reaktor LVR-15 na kterém se kromě řady dalších výzkumných prací provádí ozařování vzorku v kanálu krátkodobého ozařování H-1, někdy též nazývaného potrubní pošta. Pro určení spektra neutronů v tomto kanále bylo provedena aktivace dvaceti monitorů z různých chemických prvků. Ze znalosti naměřené aktivity a doby ozařování bylo kódem SAND II s dozimetrickými knihovnami IRDF90 vyhodnoceno spektrum neutronů v kanále H-1 se směrodatnou odchylkou 3%, které je uvedeno v tabulce 1. V dalších krocích byla pomocí kódu MCNP4C s knihovou účinných průřezů DLC-200 určena poloha, ve které jsou v kanále H-1 monitory ozařovány. Výpočty kódem MCNP byly prováděny po vertikální délce kanálu H-1 s krokem 1 cm v rozsahu -13.5cm až do 19.5cm. Za pomoci statistických metod ANOVA a Scheffeho testu, ve kterých se porovnávala naměřená reakční rychlost v kanálu krátkodobého ozařování H-1 a reakční rychlost vypočtená kódem MCNP pro různé polohy, byla jako nejpravděpodobnější poloha určena pozice -4.5cm. V této pozici tedy s největší pravděpodobností dochází k ozařování vzorků. Potvrdilo se tím, že ozařovací pozice v kanálu H-1 je těsně pod středem aktivní zóny reaktoru LVR-15 [4].

Hustota toku neutronů ($m^{-2}.s^{-1}$)			
Tepelné neutrony	Epitermální neutrony	Rychlé neutrony	Celkem
2,53E+17	**7,67E+16**	**4,50E+16**	**3,75E+17**

Tabulka 1.: Experimentální určení hustoty toku neutronů

5. Stanovení aktivity vzorků výpočetním kódem ORIGEN 2.2

Na toto experimentální určení neutronového spektra nepřímo navázal výpočet aktivity vzorků kódem ORIGEN 2.2. Takto získané výsledky poslouží jednak jako srovnání pro experimentálně získaná data, jednak jako vodítko do jaké míry je kód ORIGEN použitelný pro výzkumné reaktory. Kód ORIGEN (Oak Ridge Isotope Generation and Depletion Code) je univerzální výpočtový program určený k simulacím vyhořívání jaderného paliva během palivových kampaní a k ozařování různých druhů materiálů. Umožňuje vypočítat izotopické složení, radioaktivitu, tepelný výkon, aj. v kterémkoliv okamžiku od jedné sekundy až do 10^9 let od zahájení simulace. Program je licencován americkými dozornými úřady pro výpočty s vyhořelým jaderným palivem. Rovněž v České republice vydal Státní úřad pro jadernou bezpečnost programu ORIGEN licenci v této oblasti. Součástí programu jsou obsáhlé knihovny účinných průřezů, rozpadových schémat a fotonových spekter pro hlavní druhy jaderných reaktorů (PWR, BWR, FBR, CANDU). Pro tlakovodní reaktory jsou k dispozici dvě knihovny účinných průřezů, jedna pro střední vyhoření paliva 30 000 MWd/t_U a druhá pro střední vyhoření paliva 50 000 MWd/t_U. Pro výpočet parametrů ozařovaných materiálů je nezbytná detailní znalost rozpadových schémat všech radioaktivních izotopů (typy rozpadu, poločas rozpadu, pravděpodobnost jednotlivých rozpadových schémat, atd.); výtěžnosti jednotlivých izotopů při štěpení a ozařování výchozího materiálu a jejich účinné průřezy pro interakci s neutrony, energie uvolňované při všech přeměnách, fotonové emise, atd. Pro stanovení aktivity vzorků byla výpočetním kódem ORIGEN 2.2 vyhodnocena aktivita 77 chemických prvků, počínaje heliem a konče bismutem. U všech vzorků byla uvažována hmotnost 10mg, jejich složení

odpovídalo přírodnímu izotopickému složení. Aktivita byla napočítána při době ozařování vzorků 3 minuty. Následně byla aktivita napočítána ještě jednu minutu a jednu hodinu po skončení ozařování, tedy ve 4. a 63.minutě experimentu. Aktivita vzorků byla napočítána pro ozařování hustotou neutronového toku $5 \cdot 10^{17}$ n/m^{2}s, která přibližně odpovídá hustotě toku neutronů v kanále H-1 reaktoru LVR-15. [1] Při odhadnutí hustoty neutronového toku byl také brán v úvahu fakt, že výpočetní kód ORIGEN není přímo zaměřen na výpočty pro výzkumné reaktory a jím používané energetické spektrum neutronů víc odpovídá neutronovému spektru energetických reaktorů. Dle počátečního nastavení, ve kterém uživatel může zvolit rozpadové knihovny, knihovny pro účinný průřez pro aktivaci a knihovny pro produkci fotonového spektra, výpočetní kód sám namodeluje neutronové spektrum odpovídající dané konfiguraci. Nabídka kombinací těchto knihoven však neumožňuje nastavit algoritmus taky, aby přesně odpovídal výzkumným reaktorům. Proto se výsledky z programu ORIGEN u těchto reaktorů používají převážně jako odhad. V tomto případě byly použity knihovny odpovídající tlakovodnímu reaktoru s palivem UO_2 obohaceným na 4.2% a s vyhořením 50 000MWd/t_U. Vypočtené hodnoty vybraných chemických prvků byly zpracovány pro praktické použití a některé vybrané prvky jsou uvedeny v tabulce 2. Při zpracování výsledné tabulky byly některé vzniklé radioizotopy odstraněny. Jednalo se o všechny izotopy s poločasem rozpadu menším než 10 sekund, jejichž použití je pro běžnou praxi v aktivačních aplikacích nepraktické s ohledem na prodlevy mezi ukončením ozařování a začátkem měření. V případě reaktoru LVR-15 je tato prodleva - doba transportu z kanálu krátkodobého ozařování - 3.5 sekundy. Dále byly odstraněny všechny radioizotopy s počáteční aktivitou na konci ozařování menší než 1 Bq. Důvod odstranění těchto izotopů je opět praktický, jejich aktivita není dostatečná pro běžné měření. Z důvodů těchto omezení chybí některé prvky (například vodík), jejichž radioizotopy měly buď příliš malou aktivitu a nebo příliš krátký poločas rozpadu. Výpočty pro další prvky po bismutu nebyly provedeny, protože tyto prvky vznikají přirozeným rozpadem jiných prvků. Výpočty pro ozařování takových prvků nejsou možné bez změny modelu v kódu ORIGEN. Ze stejného důvodů chybí technecium. Také pro aktinoidy nemohl být výpočet ze stejných důvodů proveden. Výsledná tabulka aktivit 77 chemických prvků je uvedena v [1].

6. Závěr

Cílem bakalářské práce, ze které tento příspěvek vychází, bylo seznámit se s problematikou aktivačních experimentů na pracovišti výzkumného reaktoru LVR-15 a s pomocí výpočetního kódu ORIGEN napočítat hodnoty aktivity pro vybrané chemické prvky. Práce navazovala na experimentálně získané hodnoty aktivit chemických prvků, které byly naměřeny pracovníky ÚJV Řež a.s. a vychází z nich. Jedním z výsledků bakalářské práce byla tabulka se všemi 77 chemickými prvky, pro které byla aktivita napočítána kódem ORIGEN. Nebylo možné, s ohledem na náročnější zpracování výsledků, určit přesně možné aktivity všech chemických prvků. Kód ORIGEN toto u výzkumných reaktorů neumožňuje, je primárně určen pro výpočty s energetickými reaktory. Tuto skutečnost také považuji za hlavní důvod odchylek teoreticky vypočtených hodnot od experimentálních údajů získaných z experimentu v ÚJV Řež a.s. Proto zde uvedené výsledky mohou sloužit spíše jako hrubý odhad možných aktivit získaných při ozařování jednotlivých prvků v kanále krátkodobého ozařování, nebo jako vodítko pro určení korekcí při použití kódu ORIGEN na parametry výzkumného reaktoru.

Chemický prvek	Radionuklid	Hmotnost	Doba ozařování	Aktivita	$T_{1/2}$
		(mg)	(s)	(Bq)	
Hliník Al, Z=13	NA 24	10	180	3,75E+03	*14.96 h*
	MG 27	10	180	1,53E+06	*9.458 m*
	AL 28	10	180	1,15E+08	*2.241 m*
Titan Ti, Z=22	SC 46	10	180	2,58E+01	*83.79 d*
	SC 47	10	180	9,97E+02	*3.349 d*
	SC 48	10	180	1,73E+02	*43.67 h*
	SC 49	10	180	6,23E+03	*57.2 m*
	TI 51	10	180	1,28E+06	*5.76 m*
Mangan Mn, Z=25	MN 56	10	180	8,86E+07	*2.578 h*
Železo Fe, Z=26	MN 54	10	180	2,15E+01	*312.3 d*
	MN 56	10	180	1,13E+05	*2.578 h*
	MN 57	10	180	7,57E+03	*85.4 s*
	FE 59	10	180	4,65E+01	*44.5 d*
Kobalt Co, Z=27	CO 60	10	180	1,72E+04	*5.271 y*
	CO 60M	10	180	1,90E+09	*10.47 m*
Nikl Ni, Z=28	CO 58	10	180	1,58E+03	*70.86 d*
	NI 65	10	180	7,02E+04	*2.517 h*
Měď Cu, Z=29	CU 64	10	180	3,29E+06	*12.7 h*
	CU 66	10	180	8,71E+07	*5.12 m*
Zirkonium Zr, Z=40	Y 94	10	180	1,33E+02	*18.7 m*
	ZR 95	10	180	2,47E+02	*64.02 d*
Niob Nb, Z=41	NB 92	10	180	1,55E+02	*3.47E7 y*
Stříbro Ag, Z=47	AG108	10	180	4,64E+09	*2.37 m*
	AG110M	10	180	1,43E+04	*249.8 d*
Lantahn La, Z=57	LA140	10	180	1,59E+06	*1.678 d*
Wolfram W, Z=74	W181	10	180	1,20E+02	*121.2 d*
	W187	10	180	9,15E+06	*23.72 h*
Iridium Ir, Z=77	IR192	10	180	1,57E+06	*73.83 d*
	IR194	10	180	6,28E+07	*19.28 h*
Zlato Au, Z=79	AU198	10	180	3,35E+07	*2.695 d*

Tabulka 2.: Vypočtené aktivity, hmotnosti a doba ozařování pro vybrané chemické prvky

Literatura

[1] Zlámal O.: Stanovení aktivity vzorků v podmínkách kanálu krátkodobého ozařování výzkumného reaktoru LVR-15, bakalářská práce, 2007

[2] Kubešová M.: Selected tasks of k_0 standardization in neutron activation analysis: Efficiency calibration of a HPGe detector and determination of the neutron flux parameters *f* and α, výzkumný úkol, 2005

[3] Petr J.: Experimentální fyzika reaktorů II., skripta ČVUT, Praha, 1982

[4] Lahodová Z., Flíbor S., Klupák V., Kučera J., Marek M., Viererbl L.: Comparsion of MCNP Calculation and Measurement of Neutron Fluence in a Channel for Short-Time Irradiation in the LVR-15 Reactor, PHYSOR 2006, 2006

OSUDY NEDOSTAVĚNÝCH JADERNÝCH ELEKTRÁREN

Lukáš Závorka
FJFI ČVUT v Praze
Katedra jaderných reaktorů

Jaký osud stihl rozestavěné jaderné elektrárny, které nebyly nikdy dostavěny? Příspěvek se pokouší sledovat vskutku zajímavé osudy některých jaderných elektráren, které byly rozestavěny v osmdesátých letech 20. století ve východním bloku, avšak změna režimu a protijaderné cítění obyvatel způsobilo, že do provozu nikdy uvedeny nebyly. Přístaviště, muzeum, hotel, zábavní park, mlékárna či stáčírna vodky v reaktorové hale dnes dokáží nahradit původní funkci těchto specializovaných a vysoce nákladných staveb. Ale i některé jaderné elektrárny v západních zemích stihl stejný osud. Pro úplnost jsou zmíněny známé i méně známé příklady elektráren, které sice do provozu uvedeny byly, ale z různých příčin byly odstaveny hluboko před svou licencovanou životností. Bylo zastavení výstavby či provozu oprávněné nebo způsobené nekompetentností politiků, populismem a manipulovatelností neinformovaných lidí? Poučíme jsme se z těchto příkladů?

1. Úvod

Ve světě se nachází mnoho jaderných elektráren, které nikdy nebyly uvedeny do provozu. Snad nejčastější příčinou jejich zkázy byla politická rozhodnutí. Tedy ne samotná bezpečnost, ekologická a ekonomická hlediska výstavby a provozu, ale téměř vždy touha jednotlivce či uskupení po moci. Následkem jsou proinvestované miliardy, zbytečné emise skleníkových plynů ze spalování fosilních paliv a obrovská torza místo původně plánovaných staveb.

2. Metsamor

Metsamor je arménská jaderná elektrárna, která sice do provozu uvedena byla a dodnes vyrábí elektrickou energii, avšak její provoz byl značně omezen. V zemi, v níž panuje závažný nedostatek fosilních paliv, byla elektrárna s dvěma tlakovodními reaktory VVER440 – V230 uvedena do provozu v roce 1976 (druhý blok byl spuštěn o čtyři roky později). V roce 1989 postihlo oblast silné zemětřesení, které elektrárna přestála bez závažné újmy. Avšak politický tlak ze strany Spojených států vedl k odstavení elektrárny a přezkoumání její bezpečnosti zejména vzhledem ke zvýšené tektonické aktivitě. Jedna z nejnebezpečnějších jaderných elektráren na světě již neměla být znovu zprovozněna, ale blokace dodávek elektrické energie ze strany Turecka a Ázerbajdžánu vedla v roce 1996 ke znovuotevření druhého bloku s modernizovaným bezpečnostním systémem. První blok byl trvale odstaven a životnost druhého je plánována nejméně do roku 2016. V současné době se jaderná elektrárna Metsamor podílí na výrobě elektřiny v Arménii zhruba ze 40%.

3. Zwentendorf

Výstavba jediné rakouské jaderné elektrárny, nacházející se asi 60 km severozápadně od Vídně, začala v roce 1972. Elektrárnu měl tvořit jeden blok s varným reaktorem o výkonu 700MWe. V polovině sedmdesátých let roste obecně ve světě protijaderné hnutí. To se nevyhnulo ani Rakousku, kde v té době

vznikají různé spolky, jako např. matky proti jaderné energii apod. Vzrůstající nesouhlas veřejnosti se spuštěním první rakouské jaderné elektrárny vedlo v roce 1978 k vyhlášení referenda. Projaderný spolkový kancléř Bruno Kreisky (sociální demokracie, vládl 1970-1983) dokonce vsadil na spuštění elektrárny své křeslo. Toho chtěli využít opoziční křesťanští demokraté, kteří byli v zásadě také pro jadernou energetiku, avšak pod vyhlídkou rezignace soka a následné vlastní moci hlasovali proti uvedení elektrárny do provozu. Z celkového počtu 5 milionu oprávněných voličů rozhodla v referendu těsná většina rozdílem 20 tisíc hlasů o zastavení výstavby jaderné elektrárny ve Zwentendorfu.. I přes svůj slib setrval Kreisky dále ve funkci kancléře a snažil se znovu obnovit výstavbu elektrárny. Tento plán mu však překazila především nehoda v Three Mile Island (1979) a následně havárie v Černobylu (1986). V Rakousku byl vyhlášen trvalý zákaz použití jaderného štěpení pro výrobu elektrické energie. Ve Zwentendorfu byla plánována přestavba na paroplynový cyklus, ale neuskutečnila se. Jadernou elektrárnu pak nahradila výstavba dvou bloků tepelné elektrárny Dűrnhorn o celkovém výkonu 756MW; černé uhlí bylo dováženo z České republiky a Polska. Objekty jaderné elektrárny Zwentendorf posloužily v posledním desetiletí např. jako vzdělávací budova spolkového četnictva či dějiště letních koncertních festivalů.

4. Kalkar

Jaderná elektrárna Kalkar s rychlým množivým reaktorem SNR-300 o výkonu 327 MW se začala budovat v roce 1972 jako společný projekt Německa, Belgie a Nizozemska na severozápadě SRN. Ke zkáze projektu kromě rostoucího vlivu protijaderných hnutí přispělo několik skandálů – snad nejzávažnějším byla kauza "Traube". Klaus Traube pracoval v roce 1976 již 20 let jako ředitel Interatomu, podílejícím se na výstavbě elektrárny. Bylo mu dokázáno, že za podezřelých okolností šířil o projektu tajné informace levicově extremistické teroristické organizaci Rote Armée Fraktion (RAF, měla na svědomí 34 úmrtí při atentátech). Traube byl z Interatomu okamžitě propuštěn a posléze přešel na druhou stranu, tj. k odpůrcům jaderné energetiky, kde měl značný vliv na vývoj situace. V roce 1977 proběhla v okolí elektrárny demonstrace protijaderných aktivistů za největšího nasazení policejních jednotek v dějinách SRN. Nehoda v Three Mile Island v roce 1979 eskalovala odpor proti jaderné energetice vedoucí až k žalobě k ústavnímu soudu. Po průzkumu veřejného mínění pozastavil parlament výstavbu jaderné elektrárny Kalkar na čtyři roky. Byla zlepšena celková bezpečnost projektu, avšak náklady na výstavbu se zvýšily z původních 1,7 na 7 miliard Euro. I přesto nadále blokoval zemský parlament v Severním Porýní-Vestfálsku v opozici s názorem spolkového parlamentu výstavbu elektrárny, což vedlo k politické krizi a bezvýchodné situaci. Elektrárna byla nakonec v roce 1985 dokončena, byl dokonce spuštěn chladící okruh (štěpná reakce spuštěna nebyla). Aby tekutý sodík v zařízení neztuhl, musel být zahříván. Náklady na toto zahřívání převyšovaly měsíčně částku 5 mil. Euro. Havárie v Černobylu, pomalý nárůst spotřeby elektřiny oproti původním vyšším odhadům, vysoké provozní náklady, velká ložiska uranu pro tlakovodní reaktory a vleklá politická krize nakonec vedly k definitivnímu NE v roce 1991. Palivo bylo převezeno do Francie, reaktor skončil ve státní zastavárně, některé komponenty byly prodány na výstavbu jaderných elektráren v Číně. Celý areál elektrárny byl prodán za směšnou částku 2,5 mil.Euro investorovi z Nizozemska, který jadernou elektrárnu přetvořil na luxusní hotel a zábavní park s množstvím atrakcí.

5. Stendal

Jaderná elektrárna Stendal měla být chloubou východoněmecké jaderné energetiky a současně největší elektrárnou v celém Německu. Původní plán s osmi reaktory VVER440-V230 byl v 80.letech změněn na čtyřblokovou koncepci s reaktory VVER1000-V320. Vlastní výstavba začala v roce 1983. Po sjednocení Německa byla v roce 1991 z bezpečnostních a finančních důvodů výstavba ukončena. První blok byl dokončen z 85%, druhý z 15%, výstavba dalších vůbec nezačala. Reaktorové nádoby vylepšené

německé konstrukce byly sešrotovány, chladící věže postupně vyhozeny do povětří. Dnes se v areálu elektrárny nachází průmyslová zóna.

6. Greifswald

Největší provozovanou východoněmeckou jadernou elektrárnou byla JE Greifswald. Výstavba začala již v roce 1968. První blok s reaktorem VVER440-V230 byl uveden do provozu v roce 1973, další tři bloky posléze následovaly. V 80.letech byl projekt rozšířen o 4 bloky, tentokrát již s reaktory VVER440-V213 . Pátý blok jaderné elektrárny Greifswald byl do zkušebního provozu uveden v březnu 1989, v listopadu téhož roku byl uveden do komerčního provozu. Šestý blok byl plně dokončen a čekal na spuštění. Avšak po necelých 23 dnech provozu pátého bloku byla celá elektrárna odstavena. Probíhala rozsáhlá prověrka bezpečnostního systému a práce na inovaci. Nicméně roce 1995 byla elektrárna trvale odstavena z provozu. Dnes se v areálu elektrárny nachází muzeum jaderné energetiky a především tlakovodních reaktorů VVER a dále obchodní a turistický přístav.

7. Żarnowiec

O spolupráci na výstavbě jaderné elektrárny jednalo Polsko se Sovětským svazem již v roce 1956. V roce 1972 byla první polská jaderná elektrárna lokalizována, o deset let později začala výstavba. Původní plán jaderné elektrárny Żarnowiec počítal se čtyřmi reaktory typu VVER440-V213, v průběhu 80.let byl projekt redukován pouze na dva bloky. I v tomto případě se tragicky podepsala havárie černobylské jaderné elektrárny - dva týdny poté, co polský Sejm schválil Atomový zákon, jenž upravoval zejména bezpečné využití jaderné energie pro výrobu elektřiny. Začaly opravy projektu, měl být zaveden bezpečnostní a řídící systém od firmy Siemens. Přes vzrůstající odpor veřejnosti s výstavbou elektrárny byla lokalizována druhá polská jaderná elektrárna Warta. To již vedlo k veřejným demonstracím, největší se odehrála při převozu reaktorové nádoby z Československa do Gdyni v roce 1988. Hysterie se zvyšovala díky falešným informacím různých ekologických hnutí, např. bylo uváděno, že elektrárna Żarnowiec bude mít reaktor černobylského typu, že hrozí hlubinné tektonické posuvy vedoucí porušení konstrukce atd. atd. Protesty byly doprovázeny blokádou hlavních příjezdových komunikací traktory, nebo dokonce 63denní hladovkou. Roku 1989 rozhodl porevoluční kabinet Tadeusze Mazowieckiego o pozastavení výstavby elektrárny na jeden rok za současného přezkoumání bezpečnosti a vůbec potřebnosti projektu. V květnu roku 1990 proběhlo v Gdańském vojevodství referendum o dokončení výstavby. Pro dokončení hlasovalo 13,9% voličů, zbytek byl proti. Tak výrazný úspěch odpůrců jaderné energetiky byl i díky veřejnému vystoupení prezidenta Lecha Wałęsy proti výstavbě elektrárny Żarnowiec. Likvidační výměr byl podepsán na konci roku 1990. Celkem bylo proinvestováno 2 mld. dolarů. V objektu elektrárny vznikla průmyslová zóna-vyráběly se zde brambůrky, byla zde mlékárna, tiskárna, pivovar a dokonce stáčírna vodky přímo v reaktorové hale.

Závěr

Z několika ukázek osudů rozestavěných jaderných elektráren je patrný zejména přístup světa západu a východu v druhé polovině minulého století. Na straně jedné demonstrace, referenda, politické hříčky a populismus, na straně druhé řešení bez přístupu široké veřejnosti. Ani jedno není správně. Je na české společnosti a společnosti vůbec, aby vychovala skutečné odborníky v oblasti jaderné energetiky, aby byly veřejnosti předloženy rozumné a zejména pochopitelné argumenty, proč právě jaderná energetika je za předpokladu naprosté bezpečnosti vhodným směrem pro energetiku 21. století.

Literatura

[1] Jezierski,G. “Kalendarium budowy elektrowni jądrowej w Żarnowcu, czyli... jak straciliśmy swoją szansę?”Gigawat Energia nr.01/2006

[2] http://hsozkult.geschichte.hu-berlin.de/rezensionen/162.pdf (28.11.2007)

[3] http://hsozkult.geschichte.hu-berlin.de/rezensionen/id=162&count=6121&recno=2&type=rezbuecher&sort=beitraeger&order=up (1.12.2007)

[4] http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Mezamor (1.12.2007)

[5] http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Zwentendorf (19.11.2007)

[6] http://de.wikipedia.org/wiki/Brutreaktor_%28Kalkar%29(2.12.2007)

[7] http://www.kernies-familienpark.de/plattegrond.asp?language=nl(1.12.2007)

[8] http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Stendal(18.11.2007)

[9] http://de.wikipedia.org/wiki/Kernkraftwerk_Greifswald(1.12.2007)

SOUČASNOST A BUDOUCNOST JADERNÝCH SYSTÉMŮ ŘÍZENÝCH URYCHLOVAČEM

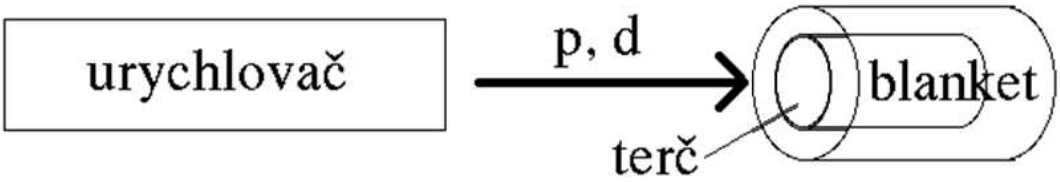
Karel Katovský
FJFI ČVUT
Katedra jaderných reaktorů

Ondřej Šťastný
SÚJB

Úvod

V tomto příspěvku se pokusíme alespoň ve stručnosti nastínit vývoj, současný stav a možnosti rozvoje a použití urychlovačem řízených systémů (Accelerator Driven Systems – ADS). Jedná se o tzv. hybridní reaktorové systémy, které kombinují klasickou štěpnou reaktorovou technologii s technologií urychlovače a spalačního terče. Skládají se z urychlovače částic (nejčastěji uvažujeme protony či deuterony), vhodného terče a případně blanketu se štěpitelným materiálem obklopujícího terč. Kombinace urychlovač–terč slouží jako intenzivní zdroj rychlých neutronů, proto blanket může být podkritický, hovoříme tedy o systému řízeném urychlovačem (řízeném vnějším neutronovým zdrojem). Princip činnosti ADS je následující: v urychlovači je vytvořen svazek vysokoenergetických iontů, který dopadá na terč (nejlépe z těžkého kovu – Pb, Bi, W, U), kde způsobí tzv. tříštivou (spalační) reakci na jádrech atomů terčového prvku. Při této reakci vzniká v průměru několik desítek neutronů, které vyletují z terče a mohou štěpit materiál v blanketu (pokud je přítomen), případně být použity k různým aplikacím.

Základní principiální myšlenka existuje již desítky let, výzkum a využití spalačních neutronových zdrojů neutronů probíhal již v 70. letech. Na počátku 90. let po návrzích C. Rubii, Ch. Bowmana, a v reakcích na články V.S. Barašenkova a K.D. Tolstova, zavládlo celosvětově obrovské nadšení pro využití ADS systémů jako transmutačních zařízení na spalování spotřebovaného/vyhořelého jaderného paliva – VJP (snížení poločasů rozpadu aktinidů a štěpných produktů transmutací o několik řádů let). Postupně bylo připraveno až několik desítek projektů zaměřených na vývoj ADS (tehdy nazývaných ADTT – Accelerator Driven Transmutation Technology). Víceméně každá země s jadernou energetikou představila výzkumný program či projekt s cílem vyvinout kompletní ADTT nebo alespoň jeho část. Český výzkum se zaměřil na vývoj ADTT s tekutým palivem ve formě fluoridových solí. Nadšení se přeneslo na odbornou i laickou veřejnost, která byla odborníky ujišťována, že za dvacet let bude možné vyhořelé palivo spalovat v tomto systému.

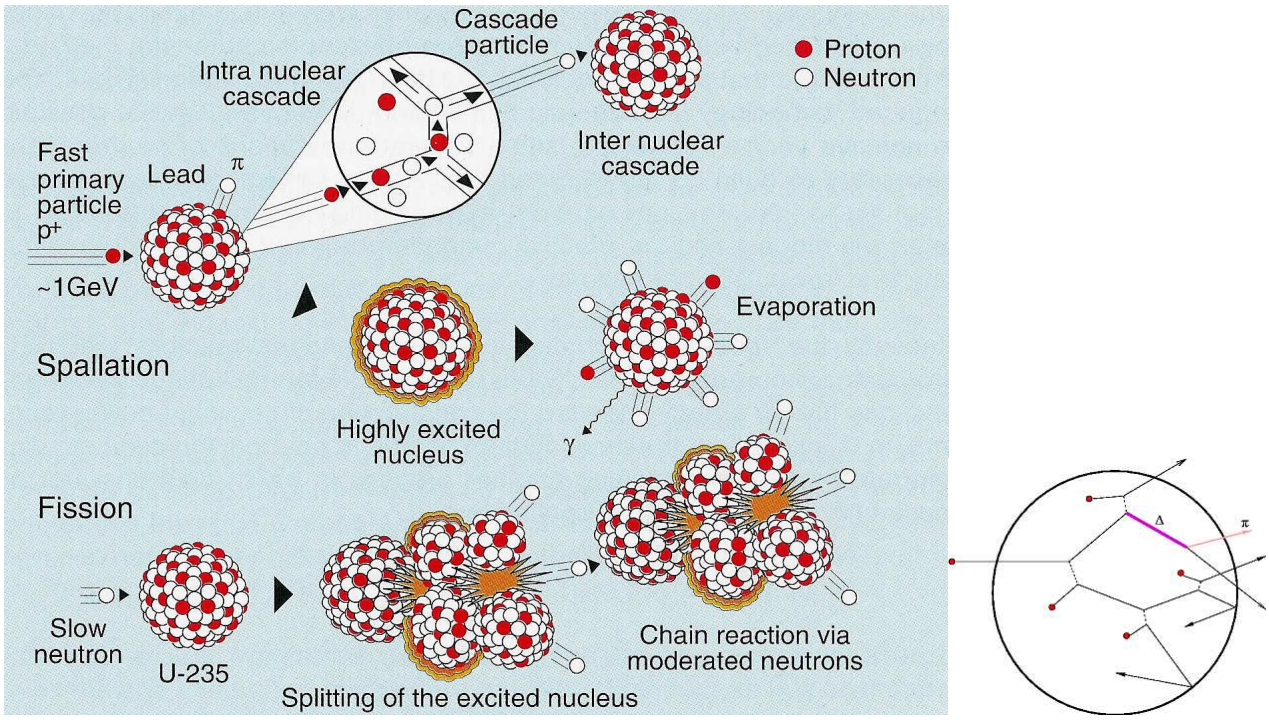


Obr.1: Jednoduché schéma systému řízeného urychlovačem (ADS)

Spalační reakce

Jedná se o jadernou reakci, při které dopadající iont (většinou proton či deuteron o energii přibližně 1 GeV na nukleon) reaguje s terčovým jádrem, které se poté dostane do značně nestabilního stavu. Jelikož De-Broglieho vlnová délka dopadající částice je natolik malá, dochází prakticky k reakci nikoliv s jádrem jako celkem, ale s konkrétními nukleony terčového jádra. Dojde k tzv. vnitrojaderným

kaskádám, při kterých vznikají Δ rezonance, rozpadající se na piony a nukleony. Procesy nakonec vedou k roztržení jádra na několik fragmentů a produkci neutronů. Neutrony, protony, piony a fragmenty způsobují tzv. mezijadernou kaskádu, což je soubor reakcí s okolními jádry terče. Vznikají další neutrony. Vzniklé fragmenty jádra začnou vypařovat (tzv. evaporace) další neutrony, nukleony nebo lehká jádra, případně se štěpí. Dohromady tak vznikne několik desítek neutronů. Při reakci svazku protonů s energií 1 GeV v tlustém terči z olova vzniká přibližně 50 neutronů na jeden dopadající proton. Uvolněná energie na jeden vyprodukovaný neutron činí přibližně 30 MeV. Při srovnání této energie s energií uvolněnou při štěpení (cca 80 MeV na vzniklý neutron) je limit pro odvod tepla nižší než v klasickém štěpném reaktoru. Systém se spalačním neutronovým zdrojem je tedy schopen produkovat vyšší hustoty toku neutronů než klasický reaktor, při stejných nárocích na systém chlazení. Energie vzniklých neutronů jsou různé, od energie dopadající částice až k energiím tepelným, nejpravděpodobnější energie spalačního spektra je přibližně 1 MeV (tedy nižší než ve štěpném reaktoru). Ve spektru jsou však zastoupeny i neutrony velmi vysokých energií, které se v běžných reaktorových systémech nevyskytují. Vzniklé neutrony mohou být moderovány, vedeny v neutronovodech, formovány do svazků, či jinak použity, jako v případě klasických reaktorových neutronových zdrojů. Ještě jeden významný rozdíl však urychlovačem řízené neutronové zdroje oproti klasickým mají, a to, že jsou to zdroje pulsní. Závisí na typu urychlovače, jak častý a jak dlouhý je puls dopadajících jader, většinou je jedná o řády milisekund, rozptyl mezi různými urychlovači je však několik řádů. Spalační reakce není samoudržitelná, nemůže být řetězová, tak jako reakce štěpení.



Obr.2: Vznik neutronů při spalační reakci a při štěpení; detail vnitrojaderné kaskády (červeně jsou označeny nukleony)

Potíže s vývojem

S výzkumem ADS přirozeně přicházelo hlubší poznání této problematiky a postupně se přirozeně objevovaly nejrůznější problémy. Nejznámější (a odpůrci ADS nejčastěji zmiňovanými) jsou následující oblasti:

- problematika spojení urychlovače s terčem – terč bývá nejčastěji tvořeny tekutým těžkým kovem (olovo, bismut, eutektikum PbBi, rtuť) nebo pevným kovem W, Pb, U. Při snaze spojit takový terč s prostorem urychlovače (vakuum) jsou k dispozici řešení s okénkem, které musí vydržet extrémní

namáhání nebo bez okénka, kde však hrozí znečistění urychlovače parami terče nebo produkty reakce;
- nestabilita provozu urychlovače a jeho výkon – nejmodernější urychlovače 90.let nebyly schopné pracovat bez tzv. „beamtrips“, výpadků proudu, ke kterým může docházet až několikrát denně. Výkon urychlovačů pro ADS je potřebný o několik řádů vyšší než jsou standardní provozované stroje dnes;
- výpočetní modely a metody, spojující vysokoenergetické reakce a transport při nízkých až tepelných energiích, problém chybějících jaderných dat;
- problematika stínění tohoto systému – několik procent tvoří neutrony s energiemi v řádu stovek MeV, které je velice obtížné stínit;
- problém výroby paliva s velkým množství aktinidů a štěpných produktů;
- problém přepracování (nejlépe kontinuální separace) již transmutovaného paliva, atd.

Výše zmíněné potíže, které vyvstaly v proběhu 90. let si přirozeně vybraly daň na „oblíbenosti“ ADS mezi vědeckou komunitou (laická tyto problémy nevnímá). Plánované projekty se vzhledem k nastalým potížím prodražovaly a reálná možnost transmutace se zdála být příliš vzdálená a příliš nákladná. Postupně tak nastalo jisté „vystřízlivění“, které v mnoha laboratořích a výzkumných centrech přerostlo až v odpor k ADS. Česká republika se pod vedením ÚJV Řež, a.s. oficiálně zřekla programu ADTT a vyvíjí transmutor v podobě tepelného kritického reaktoru na bázi fluoridových solí. Průmyslová realizace tohoto programu je však také diskutabilní.

Současnost a budoucnost

Jak již bylo zmíněno výše, řady projektů zaměřených na ADS značně prořídly. I v ČR se od většiny výzkumných činností v této oblasti upustilo, výzkum probíhá pouze omezeně v ÚJF AV ČR a na KJR FJFI. Výzkum ve světě se přesunul od transmutačním systémům k ADS systémům určeným k produkci neutronů pro průmyslové či výzkumné využití. Tento výzkum je špičkově veden v USA, v CERN, v Japonsku, ve Velké Británii. Výzkum ADS transmutorů je opravdu realisticky veden pouze v Indii (BARC Mumbai), v části zemí EU (v rámci projektu EUROTRANS). Malé projekty běží v USA. Jiné země pokračují ve výzkumu spíše populisticky v duchu nadšení konce 90. let (Německo, Japonsko či Rusko). Vědci zaměření na problematiku transmutací se většinou odklonili od ADS a spíše vkládají své naděje do rychlých reaktorů, ve kterých by bylo možné využít dobré neutronové bilance jakožto zdroje neutronů pro transmutaci problematických složek aktinidů a štěpných produktů. Výborná neutronová bilance je také důvodem pro uvažování molten-salt reaktoru, ve kterém však zůstává mj. problematická otázka neutronového spektra a kontinuální separace (v tepelném spektru není možné transmutovat všechny aktinidy, postupně dochází k plození izotopů Cm, Cf).

V dnešní době tak již běží jen několik málo projektů zaměřených na vývoj a výstavbu ADS. Většina z nich počítá s ADS jako s neutronovým zdrojem výjimečných parametrů, který se uplatní v dalším výzkumu, při studiu vlastností materiálů, při výrobě radiofarmak či léčbě nádorových onemocnění apod. Mezi tyto projekty patří např. SNS (ORNL, USA, v provozu), JSNS (JAERI, Japonsko, ve výstavbě), LANSCE (LANL, USA, v provozu), nTOF (CERN, Švýcarsko, v provozu), SINQ (PSI, Švýcarsko, v provozu), ISIS (Velká Británie, v provozu), ESS (projekt je zastaven).

Obr.3: Spalační neutronový zdroj v Oak Ridge National Laboratory

Pravděpodobně největším úspěchem na poli ADS je výstavba spalačního neutronového zdroje (Spallation Neutron Source – SNS) v Oak Ridge ve státě Tennessee. Neutronový zdroj je již funkční a provádějí se testy s různými terči a energiemi dopadajících částic. Výstavba zařízení dále pokračuje a postupně budou jeho parametry vylepšovány. Jedná se o nejintenzivnější neutronový zdroj, který vůbec kdy byl postaven (jeho finální parametry). Lze tedy říci, že myšlenka ADS je rozhodně realizovatelná a uplatnění těchto systémů lze očekávat zejména na poli neutronových zdrojů.

V tomto světle je poněkud smutné, že zatímco v USA již funguje zařízení, kde se provádí základní výzkum a sbírají se provozní zkušenosti s prvním opravdu funkčním ADS, tak v Evropě je takový zdroj zatím ve fázi plánování (European Spallation Source – ESS). Projekt by měl být již ve výstavbě, ale doposud nebylo ani určeno místo pro výstavbu. Vybrané lokality se nacházejí na britských ostrovech či v Maďarsku. Projekt tak nabral již několikaleté zpoždění, což znamená, že výzkum EU tak zaostává v této oblasti za americkým minimálně o 15 až 20 let. Japonský spalační neutronový zdroj je také již ve výstavbě, výzkum probíhá v součinnosti s japonským fúzním programem, neutronový zdroj bude velice platný v materiálovém výzkumu pro fúzní aplikace.

Opravdu realisticky pojatým a významným projektem využití ADS, ať jako neutronového zdroje nebo transmutoru, ale i obecně výzkumu transmutace a separace VJP (Partitioning and Transmutation) je právě evropský projekt EUROTRANS/EUROPART, v rámci kterého je studována každá část potencionálního systému transmutace VJP, ať již bude v systému transmutorem rychlý kritický reaktor nebo rychlý podkritický reaktor řízený urychlovačem. Jedná se o doposud největší evropský vědecký projekt v dějinách. V rámci této dvojice projektů je vyvíjen také podkritický reaktor řízený urychlovačem, který má sloužit jako testovací benchmark pro výpočty a technologii a má být postaven v ústavu SCK-CEN Mol v Belgii v horizontu 12 let.

Obr.4: Projekt japonského spalačního neutronového zdroje a výzkumného centra

Co brání většímu rozvoji ADS?

Je nutné dále rozvíjet urychlovačovou techniku, aby byly k dispozici svazky částic s energiemi okolo 1 GeV na nukleon a proudy řádově desítky, nejlépe stovky mA. Rovněž je třeba pracovat na stabilitě urychlovačového svazku. Je rovněž třeba zkoumat problematiku vhodných terčů a problematiku okénka mezi terčem a urychlovačem, ať již pro použití ADS k původně zamýšlenému účelu – v transmutačních technologiích nebo pro rozvoj spalačních neutronových zdrojů. S tím souvisí nutnost dalšího výzkumu v oblasti separací prvků a izotopů z VJP, přepracování VJP a výroby aktinidového paliva. Také se ukazuje potřeba vyvinout metody na určení vhodného stínění ADS a výpočetních modelů k predikci jaderných reakcí a neutronových polí v terči a blanketu. Je nutné vyvíjet provozní kódy řešící transport a dynamiku systému (v současné době se téměř výhradně používá Monte Carlo metod, což je v provozu časově neúnosné) – v tomto směru (z hlediska reaktorové fyziky) se jedná o relativně složitou úlohu, protože se musí řešit transportní problém s velkou významností zdroje, z hlediska dynamiky jde o šíření pulzu rychlých neutronů v násobícím prostředí, atd. Zásadní je nalézt dobré spalační modely a získat odpovídající jaderná data. Pro všechny části je evidentně nutné mít benchmarkovou úlohu, pro ověření výpočtů, kterou se může stát evropský projekt MYRHHA/XADS.

Pro a proti, shrnutí, závěr

Jednoznačnou výhodou ADS je jejich pasivní bezpečnost (nemožnost nekontrolovaného rozvoje štěpné řetězové reakce – odstavením urychlovače se systém zastaví), výborná neutronová bilance, možnost zvyšování neutronového toku ze spalačního terče nad hodnoty poskytované klasickými reaktory, potenciál využití ^{232}Th či ^{238}U jako paliva. Spalační neutronový zdroj je zdroj výjimečných parametrů, který je použitelný pro výzkum materiálů, neutronové zobrazovací techniky (neutron-imaging), například pro celní využití, národní bezpečnost, v lékařství. Může být vybaven chladnými moderátory pro vytvoření zdrojů chladných a ultrachladných neutronů, je využitelný k produkci radiofarmak, průmyslových radioizotopů, pro přímou terapii (např. BCT nebo přímé ozařování paralelním svazkem iontů). Jedná se o „high-tech“ zařízení, které přitahuje odborníky z celého světa a motivuje školství k produkci vysoce kvalifikovaných pracovníků.

Mezi nevýhody patří technickou složitost, vysoké finanční náklady na výzkum, vývoj a výstavbu. Často se o ADS transmutoru říká, že se vlastně jedná o „rychlý reaktor s drahou řídící tyčí“ ve formě urychlovače. Pouze další výzkum však může ukázat, zda je to pravda, či nikoliv. Při realizaci takového projektu je nutná mezinárodní spolupráce, využití případného transmutoru by muselo být napříč státy, což je zatím legislativně nerealizovatelné.

S ohledem na výše zmíněná fakta a polemiky lze konstatovat, že ADS přinášejí celou řadu zajímavých otázek, které je nutné zkoumat a čeští vědci a studenti by jistě v této snaze neměli stát stranou.

PULZNÍ JADERNÉ REAKTORY

Jan Prehradný
FJFI ČVUT
Katedra jaderných reaktorů

Jaderný reaktor je zařízení, ve kterém je spuštěna jaderná řetězová reakce a je zde řízena, udržována ve stabilním stavu (na rozdíl od jaderné bomby, kde řetězová reakce nastane ve zlomku sekundy a je zcela nekontrolovatelná).

Reaktory můžeme dělit podle různých hledisek, například podle průměrné energie neutronů při štěpení, konzistence a koncentrace jaderného paliva, druhu moderátoru, geometrického uspořádání paliva a moderátoru v aktivní zóně, podle druhu chladiva v aktivní zóně a tak dále. Pro nás je nejdůležitější dělení podle účelu, ke kterému byl jaderný reaktor zkonstruován. Takto můžeme dělit reaktor do tří základních skupin, a to na reaktory energetické, experimentální a výzkumné a speciální.

Reaktory energetické, jak napovídá již sám název, jsou využívány především k výrobě elektrické energie.

Reaktory experimentální a výzkumné jsou určeny například k ověřování zvolené koncepce jaderných energetických zařízení, k výzkumu a experimentální práci v oblasti neutronové a reaktorové fyziky, k testování materiálů a tak dále.

Speciální výzkumné reaktory mohou být velmi různorodé a jsou určeny k různým specifickým oblastem lidské činnosti, může jít například o reaktory transmutační, množivé, medicínské atd.

Výzkumné reaktory nejsou obecně výdělečné. Přesto jsou součástí téměř každého jaderného programu. Důvody jsou mnohé, například testování a výzkum materiálů použitých v energetických reaktorech, produkce neutronů a jiných typů ionizujího záření, výroba radioizotopů, výuka budoucích operátorů reaktorů a celá řada dalších. Nejčastější funkcí výzkumných reaktorů je právě produkce neutronových svazků. Neutrony vznikají při štěpení jaderného paliva v reaktorech, avšak vedlejším produktem štěpení je také uvolňování velkého množství tepelné energie. V případě výzkumných reaktorů je teplo zplodina, kterou se snažíme minimalizovat, neboť výstavba chladícího systému je velmi nákladná a mnohdy zbytečná. U většiny výzkumných reaktorů zcela postačuje odvod tepla z aktivní zóny přirozenou konvekcí. Pro některé typy experimentů je však zapotřebí tak vysoká hustota toku neutronů, že by při této hustotě výkon reaktoru dosahoval neuvěřitelných hodnot a chlazení by bylo velmi obtížné.

Řešením tohoto problému jsou právě pulzní reaktory. Tyto reaktory nevysílají kontinuální svazek neutronů, ale pouze pulzy. Díky tomuto pulznímu režimu lze dosáhnout velmi vysokých toků neutronů při minimálním tepelném výkonu reaktoru. Příkladem pro nás může být například srovnání reaktorů HFBR v Grenoblu a IBR-2 v Dubně. Reaktor HFBR disponoval nejvyšším tokem neutronů z klasických výzkumných reaktorů, a to $1{,}2.10^{15}$ $n.cm^{-2}.s^{-1}$ při tepelném výkonu 60 MW. Naproti tomu maximální tok neutronů reaktoru IBR-2 je 5.10^{15} $n.cm^{-2}.s^{-1}$, zatímco tepelný výkon dosahuje pouze 2 MW. Tedy přestože je neutronový tok 4krát vyšší, tepelný výkon je 30krát nižší. Tato vlastnost pulzních reaktorů snižuje pravděpodobnost přehřátí aktivní zóny s následnou havárií a zároveň nám dovoluje dosáhnout vysokých neutronových toků pro dané experimenty, přičemž se vyhneme nutnosti stavby extrémně složitého, výkonného a drahého chladícího zařízení. Výkonové a neutronové pulzy jsou však důležité i z jiných důvodů. Například pro výzkum chování materiálů obsažených v klasických energetických reaktorech při náhlých změnách teploty, tlaku, neutronového záření a jiných parametrů.

Pulzy jsou tvořeny různými způsoby. Ve své podstatě jakýkoliv rychlý zásah do aktivní zóny vyvolá pulz. Některé reaktory využívají rychlého vytažení a opětovné zasunutí regulační tyče do aktivní zóny. Tím náhle stoupne reaktivita, ale je opět včas potlačena. Také je možný průstřel palivové tyče skrz aktivní zónou. Některé reaktory využívají k vytvoření pulzu pohyblivé reflektory, které v určitých sekvencích odráží neutrony zpět do aktivní zóny.

Na světě je podle oficiálních stránek Mezinárodní agentury pro atomovou energii registrováno 66 pulzních reaktorů. Z toho 42 reaktorů je v provozu, 17 reaktorů je odstaveno a 7 reaktorů je již rozebráno, nebo ve stavu rozebírání.

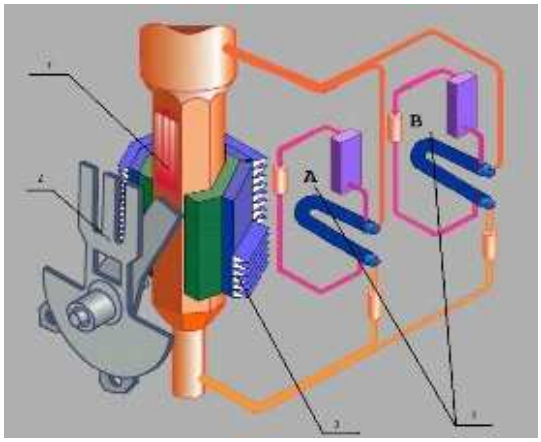
Nejčastějším typem pulzních reaktorů je reaktor TRIGA. Proč právě TRIGA? TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics) je nejpoužívanější výzkumný reaktor na světě. Jedná se o bazénový reaktor určený pro použití vědeckými institucemi a univerzitami pro účely kvalifikačního vzdělání, popřípadě pro soukromý komerční výzkum, testování materiálů a izotopovou produkci. Tento reaktor je díky svým bezpečnostním rysům běžně používaný také jako rychlý pulzní reaktor s výkonem přes 1000 MW v pulzu, neboť se po pulzu bez jakéhokoliv zakročení z vnějšku vrátí sám v několika tisícinách sekundy k bezpečnému malému výkonu.

Nejbližším reaktorem typu TRIGA je TRIGA-II ve Vídni. Jeho nominální tepelný výkon je 250 kW. Vyprodukované teplo je uvolňované do řeky Dunaje přes primární a sekundární oběh. Aktivní zóna je složena z 80 palivových článků, které jsou uspořádány v prstencové mříži. Při nominálním výkonu 250 kW dosahuje centrální teplota paliva asi 200°C. Palivo je složeno z 8% uranu, 1% vodíku a 91% zirkonia. Zirkon-hydrid je hlavní moderátor. Tento moderátor má výbornou vlastnost efektivně brzdit štěpnou reakci při vysokých teplotách. Z tohoto důvodu může být reaktor TRIGA-II Vienna provozován ve zvláštním pulzním režimu s výkonem až na 250 MW zhruba po dobu 40 milisekund. Při tomto pulzu dojde ke zvýšení hustoty toku neutronů z toku $1x10^{13}$ $m^{-2}.s^{-1}$ (při 250 kW) na $1x10^{16}$ $m^{-2}.s^{-1}$ při 250 MW. Záporný teplotní koeficient reaktivity vrátí hladinu výkonu zpět do přibližně 250 kW. Maximální frekvence pulzů je 12 za hodinu. Teplota palivových článků během pulzu stoupá přibližně na 360°C, proto podléhá palivo silné tepelné zátěži.

Prvním pulzním reaktorem na světě, který pracoval ryze v periodickém režimu, byl reaktor IBR-30 umístěný ve Spojeném ústavu jaderných výzkumů v Dubně. Byl využívaný k ozařování různých vzorků materiálů pomocí neutronů. Do provozu byl uveden v roce 1969. Bohužel však není zveřejněné přesné datum uzavření tohoto reaktoru. Tento reaktor měl aktivní zónu rozdělenou na dvě části. Byly to dvě kazety, které obsahovaly palivové tyče obsahující 20 kg ^{239}Pu. Mezi těmito částmi byl rotační disk se dvěma vložkami ^{235}U o celkové váze 10 kg. V okamžiku, kdy vložka ^{235}U prošla mezi oběma částmi aktivní zóny, došlo ke zvýšení kritického množství paliva a zvýšení výkonu reaktoru - tedy k následnému vygenerování pulzu. Aktivní zóna byla chlazena vzduchem, a byla obklopena vodními moderátory. Průměrný výkon reaktoru byl 10 kW. Není znám výkon reaktoru v pulzu, ale tok rychlých neutronů dosahoval až $1x10^{11}n.cm^{-2}.s^{-1}$. Tento reaktor byl provozován pouze v pulzním režimu. Frekvence těchto pulzů závisela na rychlosti otáčení disku s uranem a dosahovala hodnoty až 100 pulzů za vteřinu.

Reaktor IBR-30 byl doplněn o lineární akcelerátor elektronů LUE-40, který urychloval elektrony na energii 40 MeV. Lineární akcelerátor generoval elektronový paprsek ke konvertoru neutronů. Byl umístěný ve středu aktivní zóny IBR-30 a pracoval jako rychlý násobič neutronů.

Jedním z nejvýznamnějších pulzních reaktorů vůbec, je reaktor IBR-2. Navazuje na koncepci reaktoru IBR-30. Reaktor je jedním z hlavních experimentálních zařízení laboratoře neutronové fyziky ve Spojeném ústavu jaderných výzkumů v Dubně a běží od roku 1984. Je navržen pro výzkum a testování materiálů. Jde v podstatě o klasický reaktor, který se od standardní výstavby liší pouze dvěmi pohyblivými reflektory umístěnými u aktivní zóny. Schéma tohoto reaktoru je na obrázku (obr.1.)

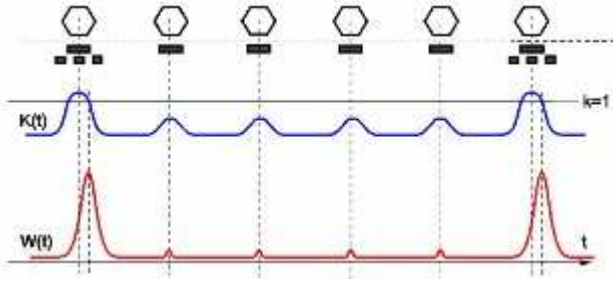


Obrázek 1
Schéma reaktoru IBR-2
1 – Aktivní zóna, 2 – Pohyblivé reflektory, 3 – Nádrže na vodní moderátor,
4 – Chladící systém

Reflektory u aktivní zóny rotují kolem své osy a střídavě zakrývají tunel, kterým unikají neutrony z aktivní zóny. Avšak ve chvíli, kdy reflektor zakryje tento únikový tunel, odrazí se neutrony, které by jinak unikly z aktivní zóny tunelem pryč, zpátky do aktivní zóny a vyvolají další štěpení. Tím vznikají tolik žádané pulzy. Oba reflektory rotují proti sobě. Menší reflektor rotuje rychlostí 1500 otáček za minutu, větší reflektor rotuje rychlostí 300 otáček za minutu.

Výkon reaktoru v klidu je 0,12 MW. Pohyb reflektorů je naprogramován tak, aby ve chvíli, kdy tunel zastiňuje velký reflektor, zastiňoval tento tunel i malý reflektor. Výkon reaktoru při zastínění menším reflektorem kolísá jen velmi málo, avšak při zastínění oběma reflektory zároveň dojde k nárůstu výkonu až na 1500 MW.

Výkon reaktoru W(t) a časový průběh koeficientu násobení K(t) je zaznamenán na obrázku (obr.2.). Nahoře je znázorněn aktuální způsob zakrytí tunelu u aktivní zóny reflektorem a pod tímto aktuálním zakrytím je zobrazeno, jakým způsobem se výkon a koeficient násobení mění.



Obrázek 2

Neboť je IBR-2 výzkumný reaktor, je kolem něho rozmístěna řada měřících aparatur. Tyto aparatury jsou určeny především k testování materiálů. Je zde 14 horizontálních kanálů pro svazky neutronů na testy ozařování. Průměrná hodnota kinetické energie neutronů je asi 1 MeV. Neutronové záření doprovází záření gama s intenzitou až do 10 $Gy.s^{-1}$.

IBR-2 podstoupí v letošním roce rozsáhlou rekonstrukci. Cílem rekonstrukce je výměna stínění aktivní zóny, výměna ozařovacích kanálů, systém potrubní pošty, řídící počítač a systém, kabelové trasy

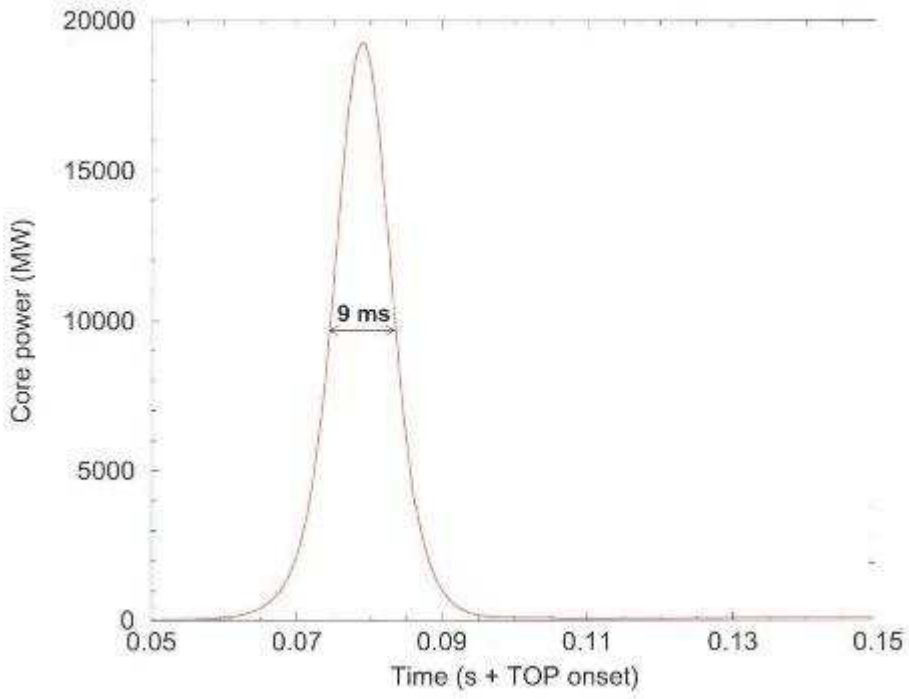
atd. Všechny materiály jsou vlivem neutronového záření velmi zkřehlé, a tudíž se musí vyměnit. Jde o kompletní rekonstrukci celého reaktoru a měřících aparatur.

Dalším významným pulzním reaktorem, je reaktor CABRI, který je umístěn v Atomic Energy Commission (CEA) v Cadarache v jižní Francii. Byl spuštěn 1.1.1963. Jde o bazénový výzkumný reaktor s mírně obohaceným palivem UO_2 – s obohacením 6% ^{235}U. Je využívaný k rychlým změnám výkonu k simulaci nehod v reaktorech typu PWR a výzkumu chování paliva v reaktorech PWR. Původně se zabýval studiem rychlých neutronů.

Reaktor je složený z aktivní zóny se stabilním nominálním výkonem 25 MW a experimentální smyčky s vlastním chladícím zařízením, ve které jsou testovací nástroje s palivovými válečky na testování. Zvláštností tohoto reaktoru je zařízení na tvorbu pulzů - 4 řídící zařízení nazvané přechodné tyče obsahující

a) prázdné válcové trubky, které jsou plněné stlačeným heliem ^{3}He (helium ^{3}He absorbuje dobře neutrony)
b) podtlakovou armaturu, do které jsou tyče velmi rychle vtaženy.

Tím vznikne velmi rychlý pulz, jehož průběh je z výkonu 100 kW až na výkon 20 GW. Na obrázku (obr.3) je zakreslený průběh pulzu.



Obrázek 3

V posledních letech již není výstavba výzkumných pulzních reaktorů nijak častá, avšak přesto se domnívám, že pulzní reaktory ještě zdaleka neřekli své poslední slovo. A to právě kvůli bezkonkurenčním tokům neutronů. Kde jinde lze získat tak obrovské toky neutronů například za účelem testování materiálů? Čím vyšší je tok neutronů, tím kratší je doba potřebná k testování daného materiálu na určitou dávku záření. Lidstvu pomale dochází, že bez jaderné energetiky to opravdu nepůjde, a proto stoupá zájem o výstavby jaderných elektráren. Bude tedy také stoupat množství materiálu, které bude třeba testovat. Nenapadá mě lepší možnost, kde provádět účinnější testy, než právě v pulzních jaderných reaktorech.

TEPELNÝ OBĚH S NADKRITICKÝM CO_2 PRO POKROČILÉ JADERNÉ REAKTORY

Václav Dostál
ČVUT Praha
Ústav mechaniky tekutin a energetiky
Odbor tepelných a jaderných energetických zařízení
Fakulta strojní

Abstrakt

Tepelné oběhy s nadkritickým CO_2 jsou atraktivní variantou pro jaderné reaktory provozované při teplotách mezi 550 až 650°C. Oběh s rekompresí, provozovaný na admisním tlaku turbiny kolem 20 MPa, dosahuje obdobných účinností jako Braytonův tepelný oběh s heliem provozovaný na teplotě o 250°C vyšší. Eliminace mezichlazení vzhledem k nízké kompresní práci, způsobené vysokou hustotou CO_2 v okolí kritického bodu, činí rekompresní tepelný oběh jednodušším i v porovnání s již zmiňovaným heliovým Braytonovým oběhem, který mezichlazení vyžaduje, má-li dosáhnout vysoké účinnosti. Vysoký provozní tlak snižuje podstatně velikost jednotlivých součástí tepelného oběhu. Ten se tak stává velice atraktivním pro ekonomické modularizované jaderné bloky vyrábějící elektřinu. Na druhou stranu reálné chování pracovního média, které zapříčiňuje vysokou účinnost tepelného oběhu představuje problém při provozu mimo návrhový režim bloku. Vhledem k tomu, že jaderné bloky jsou provozovány v základním zatížení, není tato nevýhoda diskvalifikující.

1. Úvod

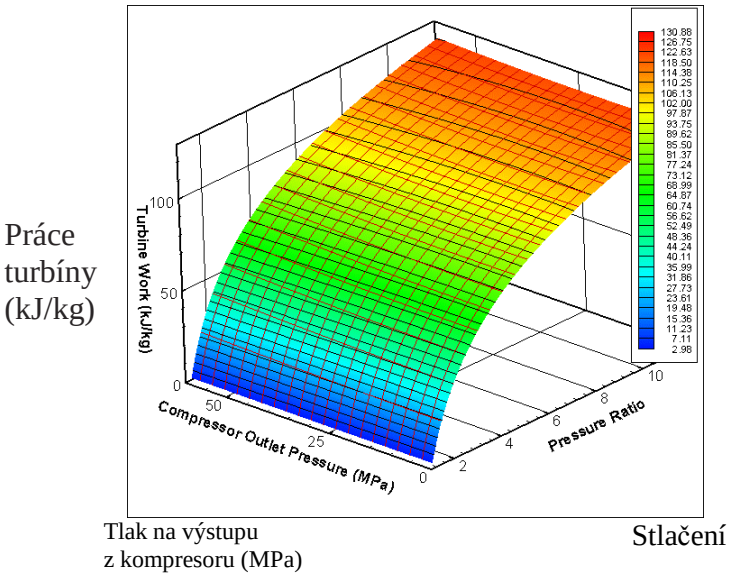
Snížení ceny elektrické energie vyráběné v jaderných blocích je klíčovým krokem pro budoucí úspěšné využívání jaderné energie. V porovnání s parním Rankin-Clausiovým oběhem jsou oběhy plynových turbin jednoduší, kompaktnější, méně investičně náročné, lze je postavit v kratším čase, čímž přispívají ke snížení úroků během výstavby, a jsou vhodné pro modulární konstrukci. Heliový Braytonův oběh vyžaduje vysoké teploty na výstupu z aktivní zóny, kolem 900°C, aby dosáhl atraktivní účinností (~ 45 – 48%). Tak vysoké teploty kladou vysoké požadavky na použité konstrukční materiály. Proto by bylo vhodné dosáhnout obdobných účinností na mnohem nižších teplotách. Zde se otevírá možnost pro použití nadkritických tepelných oběhů, z nichž nejperspektivnější se jeví oxid uhličitý (CO_2). Tento plyn byl zvolen kvůli technicky dosažitelnému tlaku (kritický bod: 7.38 MPa, 30.98 °C), chemické a radiologické stabilitě, dostatečné znalosti jeho termodynamických vlastností, netoxicitě, dostupnosti, provozní zkušenosti a nízké ceně.

Historie nadkritického oběhu s CO_2 je velmi dlouhá. Roku 1948 si Sulzer Bros patentoval Braytonův oběh s CO_2 s částečnou kondenzací [1], v roce 1967 Ernest G. Feher navrhl kondenzační uzavřený Braytonův oběh používající CO_2, který se provozoval zcela v nadkritické oblasti. Poukázal na atraktivnost rekompresního Braytonova oběhu, který se jeví jako nejvhodnější varianta jednotlivých morfologií Barytonových oběhů s CO_2 [2]. Ve stejné době se i Angelino věnoval studiu těchto oběhů a jeho práce patří mezi jedny z nejinformativnějších [3,4,5]. V roce 1971 se Gokhstein D. P. věnoval návrhu elektrárny s CO_2 oběhem. Jeho závěrem bylo, že takováto elektrárna je kompaktní, dosahuje vysoké účinnosti a její výměníky mají smysluplné rozměry [6]. V roce 1976 Corman J.C. ve studii ECAS poukázal na to, že rekompresní nadkritický oběh s CO_2 je schopen dosáhnout účinností až 50% [7]. V roce 1977 byl oběh s nadkritickým CO_2 zkoumán na Massachusetts Institute of Technology (MIT) pro lodní pohony[8]. Tento tepelný oběh byl též vyvíjen v Německu Siemensem. V Čechách byl zkoumán v devadesátých letech jednak na fakultě strojní ČVUT [9] a také ve výzkumném ústavu v Běchovicích. Jedním z hlavních závěrů bylo, že tento oběh je obzvláště vhodný pro jaderné bloky. Na počátku tohoto

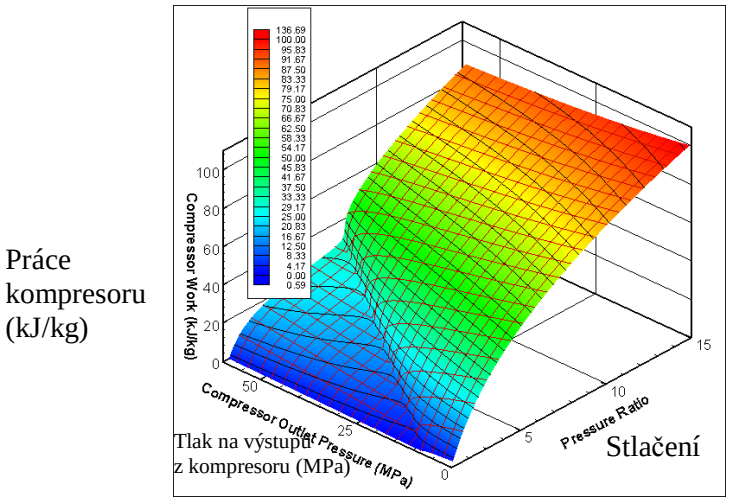
tisíciletí byl tento oběh intenzivně zkoumán v Japonsku na Tokyo Institute of Technology (TIT) [10] a na MIT [11]. Obzvláště výzkum na MIT odstartoval současný zájem o tento oběh, který je v současnosti zkoumán v mnoha zemích.

2. Základní charakteristiky oběhu s nadkritickým CO_2

Hlavní odlišností tohoto oběhu je, že využívá dramatických změn termodynamických vlastností kolem kritického bodu. V důsledku komprese blízko kritického bodu nebo dokonce v kapalné fázi se podstatně snižuje potřebná práce kompresoru nebo čerpadla a tím více práce turbíny se může převést na elektrickou energii. Obrázek 1 znázorňuje práci turbíny pro různé tlakové poměry na různých tlacích při admisní teplotě 550°C. Z obrázku je patrné, že práce turbíny se s tlakem příliš nemění, tj. stejné chování jako u ideálního plynu (CO_2 je daleko od kritického bodu). Podobný obrázek bychom viděli i pro kompresi ideálního plynu. V případě CO_2 je ale situace odlišná, viz obr. 2, který znázorňuje práci kompresoru se vstupní teplotou CO_2 32°C. Z obrázku 2 je patrné, že u nadkritických tlaků dochází ke snížení práce.

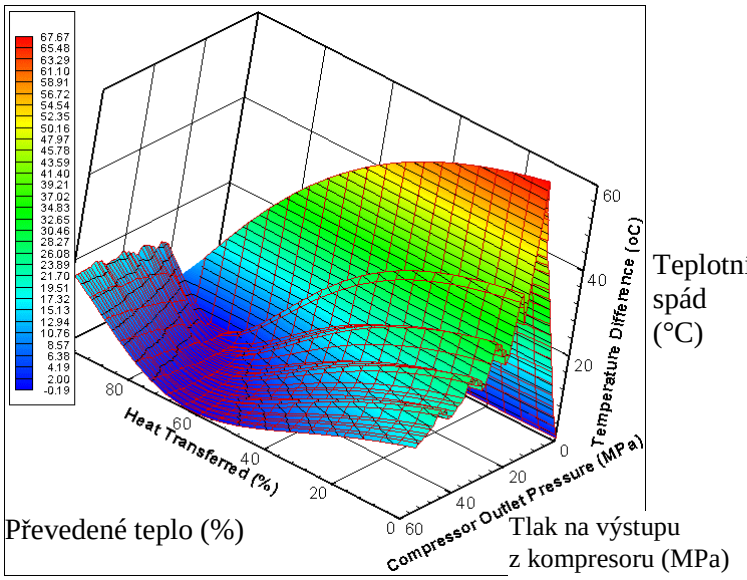


Obr. 1 Práce turbíny s CO_2 při admisní teplotě 550°C



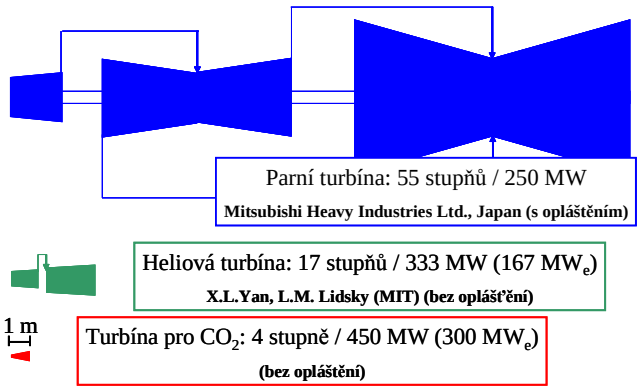
Obr. 2 Práce kompresoru s CO_2 se vstupní teplotou 32°C

Toto snížení práce kompresoru je hlavní příčinou vysoké účinnosti oběhu. Bohužel ale je zde i negativní vliv dramatické změny látkových vlastností CO_2 a to fakt, že prudké změny látkových vlastností podstatně komplikují návrh výměníku. Různé tepelné kapacity proudu a velké změny této tepelné kapacity proudu podél teplosměné plochy mají podstatný vliv na teplotní spád výměníku. Dochází k tomu, že minimální teplotní spád výměníku není dosažen na konci teplosměnné plochy, ale někde podél teplosměnné plochy. Tento fakt není patrný z energetické bilance tepelného oběhu a musí být kontrolován zvlášť. Obrázek 3 tento problém znázorňuje. Byl vytvořen pro účinnost výměníku 1, tedy ideální výměník. V případě ideálního plynu by tak tepelný spád byl 0°C v celém výměníku. Jak je ale vidět z obr. 3 u nadkritického CO_2 tomu je jinak. Od určitého provozního tlaku dojde k tomu, že minimální teplotní spád, v tomto případě 0°C není dosažen na konci výměníku, ale někde uvnitř. Koncový teplotní spád je tedy třeba zvolit tak, aby v celém výměníku byl pozitivní teplotní spád. To snižuje míru regenerace a tím pádem i účinnost oběhu.



Obr. 3 Teplotní spád v rekuperačním výměníku

V neposlední řadě je klíčovou výhodou tepelného oběhu s nadkritickým CO_2 jeho kompaktnost. Obrázek 4 znázorňuje velikosti turbín pro páru, helium a CO_2. Kompaktnost CO_2 je přímo patrná, i když v porovnání není zahrnuto oplášťování turbíny.



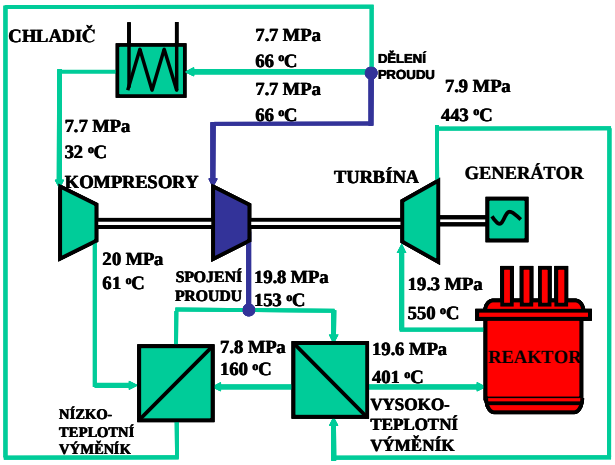
Obr. 4 Porovnání velikostí turbín

Značnou nevýhodou CO_2, jakož i ostatních plynových oběhů, je velký objemový tok média, který limituje maximální možný výkon na jednu jednotku. V tuto chvíli se předpokládá maximální výkonová

hladina 300MW_e a i tento výkon se může ukázat příliš vysokým. Pro větší bloky tedy bude nutná výstavba několika smyček, což se negativně projeví na investičních nákladech.

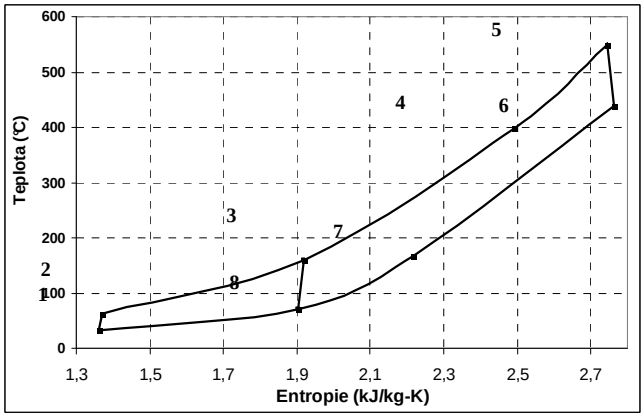
3. Rekompresní oběh s nadkritickým CO_2

Problém s regenerací, který byl popsán v sekci 2 zapříčiňuje nízké účinnosti klasického Braytonova oběhu. Aby se tento problém odstranil, je třeba modifikovat morfologii oběhu. Obrázek 4 znázorňuje zapojení rekompresního oběhu.



Obr. 5 Rekompresní oběh

Výhodou tohoto zapojení je, že v okamžiku, kdy se dosáhne kritické hodnoty teplotního spádu ve vysokoteplotním výměníku, je část proudu přečerpána na vyšší tlak. Tím se podstatně sníží tepelná kapacita nízkotlakého proudu a regenerační proces může pokračovat. Celková kompresní práce je sice vyšší než kdyby se prováděla blízko u kritického bodu, ale vylepšená regenerace celkovou účinnost oběhu zvyšuje nad účinnost klasického Braytonova oběhu s nadkritickým CO_2. Obrázek 6 znázorňuje rekompresní oběh v T-s diagramu.

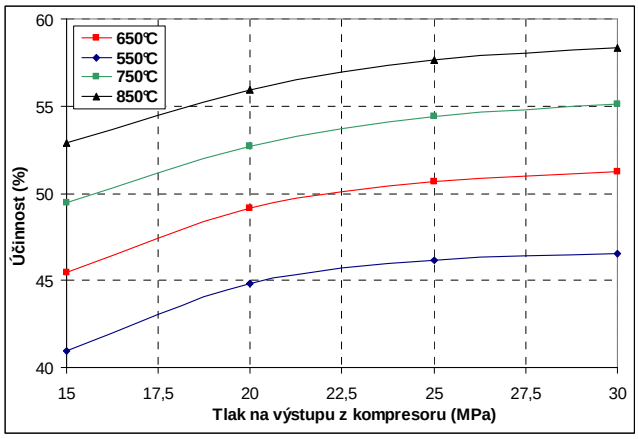


Obr. 6 Rekompresní oběh v T-s diagramu

4. Volba optimálních provozních parametrů

Optimalizace rekompresního oběhu je podstatně složitějšího než u standardního Braytonova oběhu. Touto optimalizací se detailně zabývá Ref 11. Byl vypracován optimalizační program, který pro zvolený celkový objem výměníku 120m^3 řeší rozdělení tohoto objemu mezi jednotlivé výměníky oběhu a

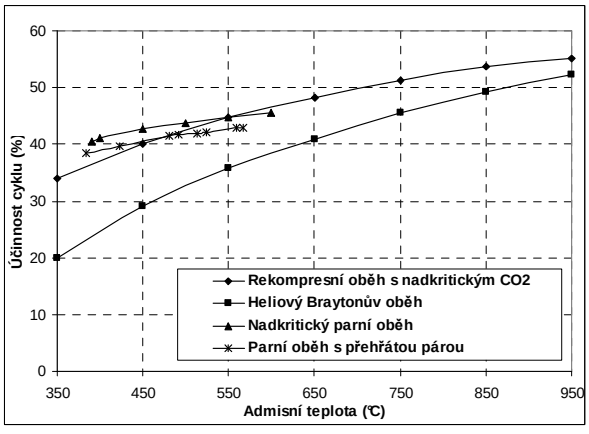
zároveň řeší optimalizaci jednotlivých výměníků, tj. bilancuje jejich účinnost a tlakové ztráty tak, aby bylo dosaženo maximální účinnosti. Obrázek 7 znázorňuje výsledky této optimalizace. Maximální teplota oběhu byla zvolena konzervativně 550°C. Tato teplota garantuje zkušenost s konstrukčními materiály a nevyžaduje tak výrazný výzkum. Do budoucna slibuje vylepšení účinnosti, po uplatnění provozních zkušeností. Již na této teplotě se však dosahuje atraktivní účinnosti oběhu blízko ke 45% (a to se započítáním reálných součástí a požadavků na čerpání chladící vody). Tlak byl s ohledem na obr. 7 zvolen na 20MPa, což je opět v rámci dnešních zkušeností. Další zvyšování tlaku by sice vedle ke zvýšení účinnosti, ale docházelo by nejspíš ke zvyšování ceny zařízení. Kolem 20MPa se nárůst účinnosti s tlakem výrazně zpomaluje.



Obr. 7 Optimalizace provozních parametrů

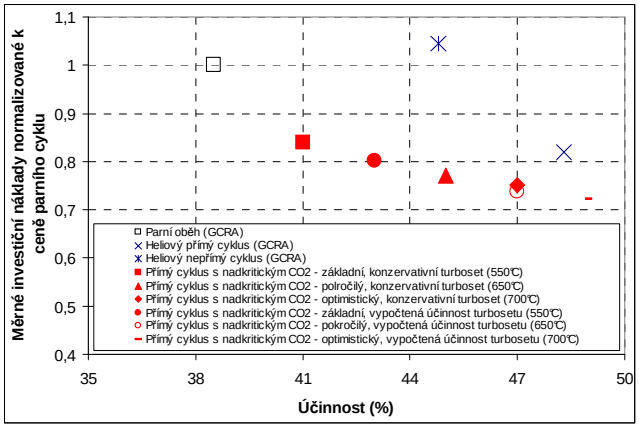
5. Porovnání s ostatními tepelnými oběhy

Co se účinnosti týče v oblasti od 550°C dosahuje rekompresní oběh s nadkritickým CO_2 nejvyšší účinnosti v porovnání s heliovým Braytoným oběhem, parním oběhem a nadkritickým parním oběhem (obr. 8). Jeho aplikace při teplotách nad 700°C je však diskutabilní, vzhledem k vyššímu tlaku a vyšší korozivnosti CO_2. Tato teplotní oblast však zahrnuje většinu reaktorů IV generace a činní tak tento tepelný oběh velice atraktivním pro tyto reaktory.



Obr. 8 Porovnání účinností perspektivních tepelných oběhů

Porovnání investiční náročnosti je obtížné na provedení a jeho přesnost je zavádějící. Ref 11, která se tímto hodnocení částečně zabývala dospěla k závěru, který je znázorněn na obr. 9.



Obr. 9 Porovnání investiční náročnosti perspektivních tepelných oběhů

Závěr

Rekompresní tepelný oběh s nadkritickým CO_2 je velice atraktivní pro pokročilé jaderné reaktory, které jsou schopny dodávat teplo alespoň při 550°C. Tento oběh dosahuje jak vysoké účinnosti, tak nízkých měrných investičních nákladů. Vzhledem k tomu, že tento oběh nebyl nikdy provozován je však třeba nejprve potvrdit jeho potenciál. Některé jeho části vyžadují značný výzkum a vývoj.

Literatura

[1] Sulzer Patent Verfahren zur Erzeugung von Arbeit aus Warme, Swiss Patent 269 599, (1948).

[2] Feher E. G., "The Supercritical Thermodynamic Power Cycle", Douglas Paper No. 4348, presented to the IECEC, Miami Beach, Florida, August 13-17, (1967).

[3] Angelino G., "Perspectives for the Liquid Phase Compression Gas Turbine", Journal of Engineering for Power, Trans. ASME, Vol. 89, No. 2, pp. 229-237, April, (1967).

[4] Angelino G., "Carbon Dioxide Condensation Cycles for Power Production", ASME Paper No. 68-GT-23, (1968).

[5] Angelino G., "Real Gas Effects in Carbon Dioxide Cycles", ASME Paper No. 69-GT-103, (1969).

[6] Gokhstein D. P, Verkhivker G. P., "Future Design of Thermal Power Stations Operating on Carbon Dioxide", *Thermal Engineering*, April, pp. 36-38, (1971).

[7] Corman, J. C., "Closed Turbine Cycles", Energy Conversion Alternatives Study (ECAS), General Electric Phase I Final Report, Volume I, Advanced Energy Conversion Systems, Part 2, NASA-CR 134948 Volume I, SRD-76-011, (1976).

[8] Combs, O. V., "An Investigation of the Supercritical CO2 Cycle (Feher Cycle) for Shipboard Application", MSc. Thesis, MIT, May, (1977).

[9] Petr V., Kolovratnik M, Hanzal V, "On the Use Of CO2 Gas Turbine in Power Engineering (in Czech)", Czech Technical University in Prague, Department of Fluid Dynamics and Power Engineering, Division of Power Engineering, Departmental report Z-530/99, January, (1999).

[10] Kato, Y., Nitawaki T, Yoshizawa Y., "A Carbon Dioxide Partial Condensation Direct Cycle For Advanced Gas Cooled Fast and Thermal Reactors", Global 2001, Paris September 9-13, (2001).

[11] V. Dostal, M. J. Driscoll and P. Hejzlar, "A Supercritical Carbon Dioxide Cycle for Next Generation Nuclear Reactors", MIT-ANP-TR-100, March 10, (2004).

PŘEMĚNA TEPLA NA ELEKTRICKOU ENERGII V JADERNÝCH ELEKTRÁRNÁCH SE SODÍKEM CHLAZENÝM RYCHLÝM REAKTOREM

Lukáš Nesvadba, Oldřich Matal, Tomáš Šimo, Oldřich Matal jun.
Energovýzkum, spol. s r.o.

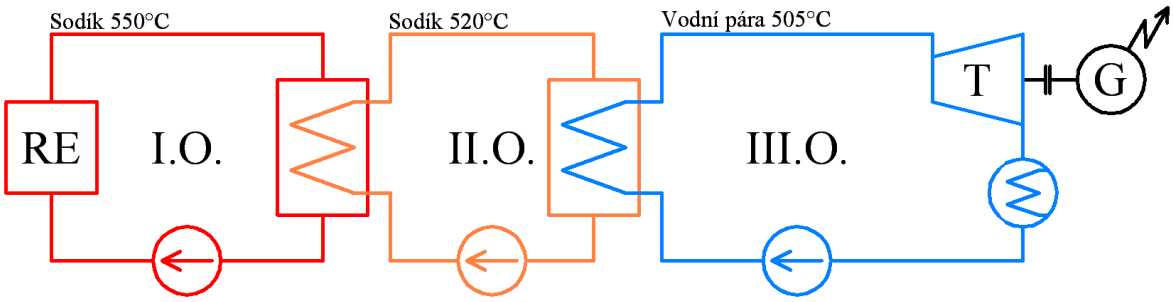
Abstrakt

Několik nových projektových návrhů jaderných elektráren s rychlými reaktory 4. generace počítá s použitím kapalného sodíku jako chladiva primárního a sekundárního okruhu.

Cílem tohoto příspěvku je přiblížit možná koncepční řešení jaderných elektráren s rychlým sodíkem chlazeným reaktorem a s alternativními nosiči tepla (CO_2, N_2), možné problémy či rizika spojené s poruchovými stavy při provozu a výrobě elektrické energie (např. netěsnost výměníků).

1. Jaderné elektrárny s rychlým sodíkem chlazeným reaktorem

Všechny dosud postavené jaderné elektrárny se sodíkem chlazeným reaktorem mají různé varianty uspořádání primárního a sekundárního okruhu, avšak několik rysů mají společných. Jeden z hlavních společných rysů je použití tří-okruhové koncepce. Tzn. že v primárním a sekundárním okruhu je použit jako chladivo kapalný sodík a samotná přeměna tepla odnášeného sodíkem z reaktoru na elektrickou energii je v terciálním okruhu tvořena Rankine-Clausiovým oběhem, jak je patrno z Obr. 1.



Obr. 1: Zjednodušené schéma jaderné elektrárny se sodíkem chlazeným rychlým reaktorem s Rankine-Clausiovým oběhem v terciálním okruhu

V Tab. 1 jsou uvedeny některé základní parametry dříve postavených jaderných elektráren se sodíkem chlazeným jaderným reaktorem (Super Phénix, BOR60, BN600) a některé navrhované projekty pro 4. generaci (JSFR, KALIMER, SMFR).

Z tabulky je patrno, že jsou v provozu ruské jaderné elektrárny s reaktorem chlazeným tekutým sodíkem BN600 (komerční) a BOR60 (experimentální), kde pracují parní generátory vyrobené v bývalém Československu.

Dále jsou v tabulce uvedeny parametry navrhovaných jaderných elektráren s rychlým sodíkem chlazeným reaktorem 4. generace, které jsou vyvíjené v rámci mezinárodního společenství Generation IV International Forum (GIF). V těchto projektech se již neuvažuje s výrobou elektrické energie jen

pomocí Rankine-Clausiova oběhu s parní turbínou, ale také s využitím Braytonova oběhu s plynovou turbínou (CO_2).

Název elektrárny	Super Phénix [L2]	BOR 60 [L2]	BN 600 [L2, L3]	JSFR [L1]	KALIMER [L1]	SMFR [L1]
Stav elektrárny	odstaveno	v provozu	v provozu	projekt	projekt	projekt
Elektrický výkon (MW)	1200	12	560	1500	600	50
Tepelný výkon reaktoru (MW)	3000	60	1500	3570	1525	125
Přibližná tepelná účinnost (%)	40	20	38	42	42	38
Počet okruhů	3	3	3	3	3	2
Primární okruh						
Médium	Sodík	Sodík	Sodík	Sodík	Sodík	Sodík
Teplota vstup/výstup (°C) reaktor	395/545		377/550	395/550	370/545	355/510
Sekundární okruh						
Médium	Sodík	Sodík	Sodík	Sodík	Sodík	CO_2
Teplota vstup/výstup (°C) mezivýměník	525/345	565/320	520/320			480
Terciální okruh						
Médium	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	H_2O	-
Teplota na výstupu (°C) parní generátor	490	540	505	503	495	-

Tab. 1: Základní parametry stávajících a navrhovaných JE se sodíkem chlazeným reaktorem

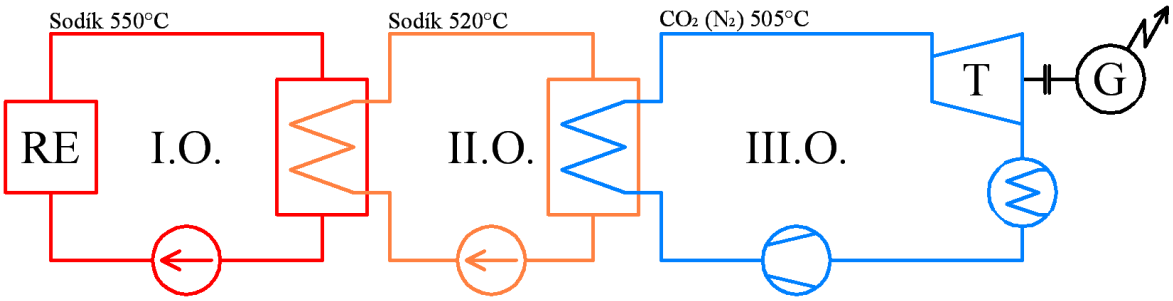
2. Možná rizika a jejich možná snížení či vyloučení

Již v počátcích používání sodíku jako teplonosného média se vědělo o jeho největší nevýhodě. Sodík se totiž vyznačuje velkou chemickou reaktivitou, na vzduchu při překročení teplot 200°C prudce hoří a při kontaktu s vodou vzniká také vodík a generuje se velké množství tepla.

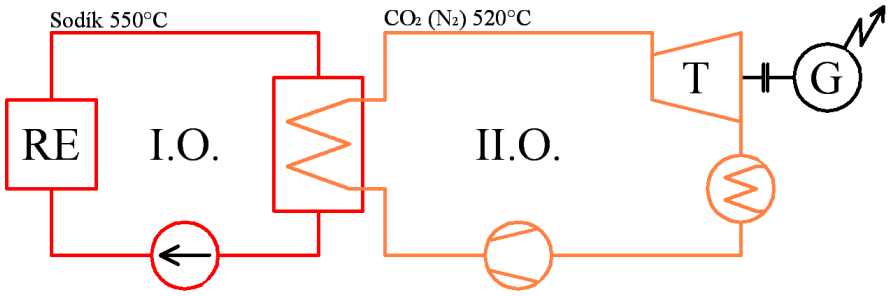
Z tohoto důvodu se začaly vyvíjet možná opatření, zamezující nebo alespoň snižující možnost styku vody s kapalným sodíkem při porušení celistvosti výhřevné plochy výměníku (parního generátoru).

Jednou z možných variant zamezení úniku vody do sodíku při porušení celistvosti teplosměnné trubky je např. použití dvouplášťové trubky, kdy prostor mezi vnitřní a vnější teplosměnnou trubkou by mohl být vyplněn např. plynem netečným vůči sodíku.

Další možnou variantou zamezení styku vody se sodíkem je nevyužít Rankine-Clausiův oběh s vodou a párou. Pro tento účel by mohl být v terciárním okruhu realizován Braytonův oběh s plynovou turbínou (CO_2, N_2), nebo by mohl být tento oběh použit již přímo v sekundárním okruhu. Zjednodušené schéma tří-okruhové jaderné elektrárny s rychlým reaktorem chlazeným sodíkem s Braytonovým oběhem v terciárním okruhu je na Obr. 2 a s Braytonovým oběhem v sekudárním okruhu dvou-okruhové jaderné elektrárny je na Obr. 3.

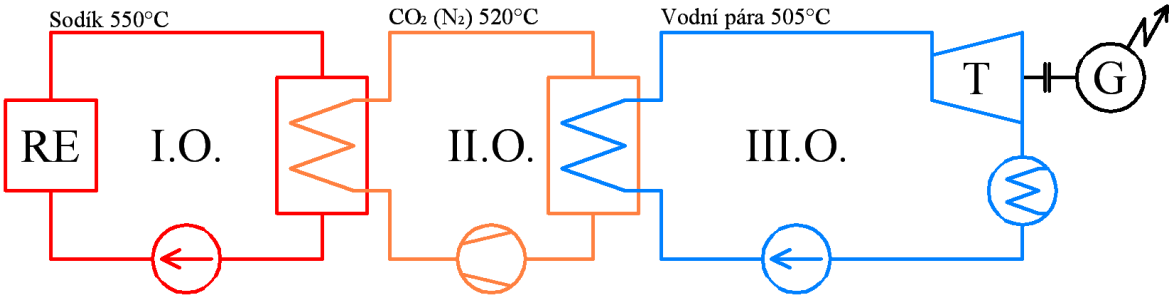


Obr. 2: Zjednodušené schéma tří-okruhové jaderné elektrárny se sodíkem chlazeným rychlým reaktorem s Braytonovým oběhem v terciálním okruhu



Obr. 3: Zjednodušené schéma dvou-okruhové jaderné elektrárny se sodíkem chlazeným rychlým reaktorem s Braytonovým oběhem v sekundárním okruhu

Možným kompromisem mezi výše zmíněnými variantami je návrh koncepce s použitím klasického Rankine-Clausiova oběhu v terciárním okruhu, ale s použitím CO_2 či N_2 jako nosiče tepla v okruhu sekundárním. Zjednodušené schéma této navrhované koncepce je na Obr. 4.



Obr. 4: Zjednodušené schéma jaderné elektrárny se sodíkem chlazeným rychlým reaktorem s plynovým oběhem v sekundárním okruhu a s Rankine-Clausiovým oběhem v terciálním okruhu

3. Výzkum koncepčního řešení výměníků tepla

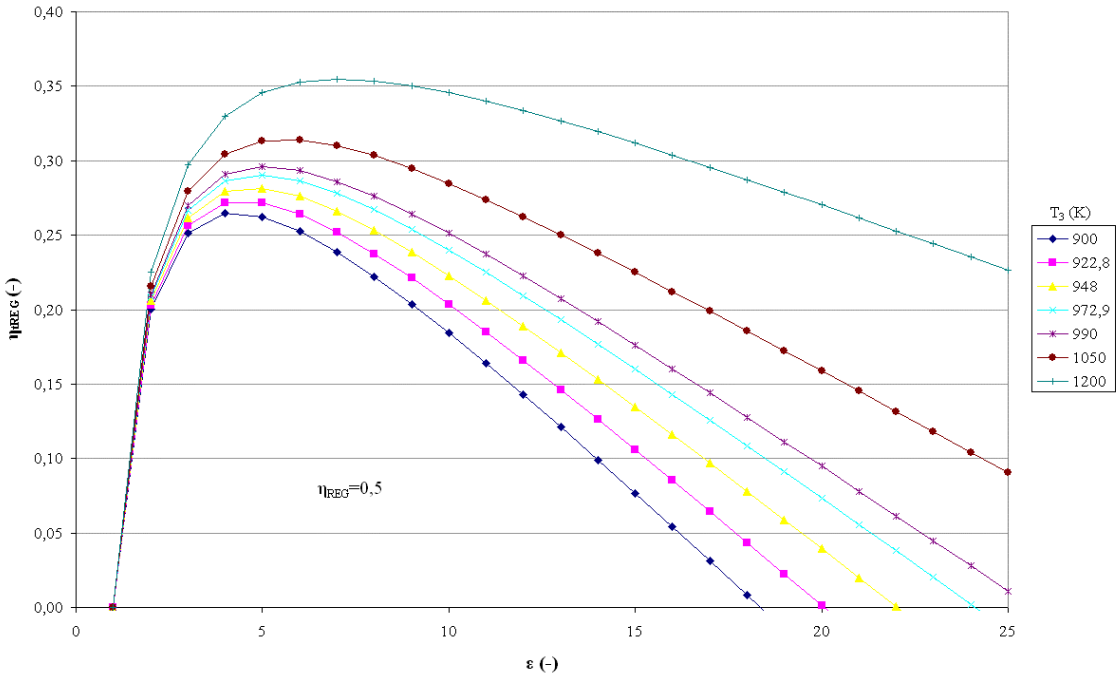
V rámci projektu [L4] podporovaného MPO jsou mj. vedeny výzkumné práce zaměřené na nosiče tepla a výměníky tepla aplikovatelné pro případy, kdy:

1) Jaderná elektrárna bude dvou-okruhová. V primárním okruhu je uvažován jako nosič tepla kapalný sodík a sekundární okruh bude tvořen Braytonovým oběhem s plynovou turbínou. Zjednodušené schéma dvou-okruhové koncepce je na Obr. 3. Přenos tepla z reaktoru (primárního okruhu) do plynové turbíny (sekundárního okruhu) se uskutečňuje pomocí výměníku tepla Na-CO_2 (resp. N_2) .

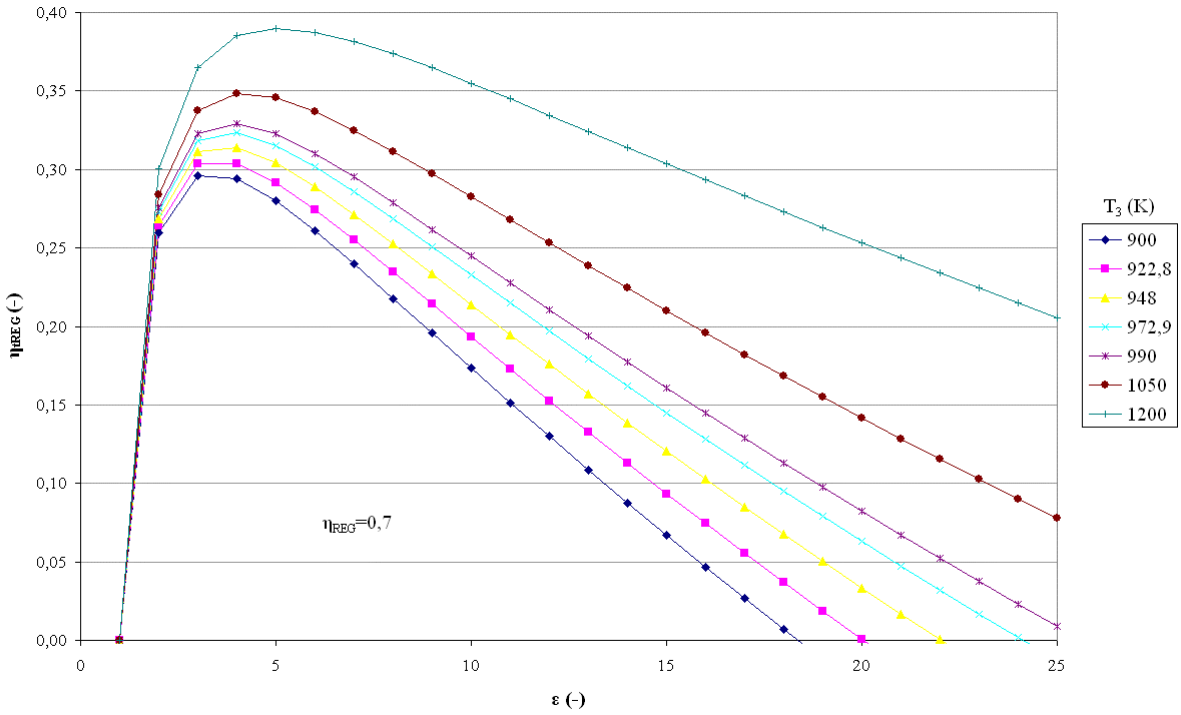
2) Jaderná elektrárna bude tří-okruhová. V primárním okruhu je uvažován jako nosič tepla kapalný sodík, v sekundárním okruhu je uvažován jako nosič tepla plyn (CO_2, N_2) a terciární okruh je tvořen Rankine-Clausiovým oběhem s parní turbínou. Zjednodušené schéma této koncepce je na Obr. 4. Přenos tepla z reaktoru (primárního okruhu) do parní turbíny (terciárního okruhu) se uskutečňuje pomocí vloženého plynového okruhu a jednoho výměníku Na-CO_2 a jednoho parního generátoru CO_2-H_2O.

Výše zmíněná koncepční řešení vycházejí a přihlížejí k publikovaným požadavkům na sodíkem chlazené rychlé reaktory 4. generace vyvíjené v rámci společenství GIF.

Příklady výsledků výpočtových analýz pro dvou-okruhové uspořádání jsou na Obr. 5 a 6. Byl uvažován Braytonův oběh s regenerací tepla a s dvoustupňovou kompresí a expanzí dusíku pro různé teploty dusíku T_3 před turbínou. Na Obr. 5 a 6 jsou uvedeny průběhy termické účinnosti η_{tREG} v závislosti na tlakovém poměru ε pro různé teploty T_3 pro stupeň regenerace 0,5 a 0,7. Teplotám sodíku na výstupu z reaktoru, Tab. 1, by v nejlepším případě odpovídala teplota N_2 na vstupu do turbíny T_3 < 900K [L5].



Obr. 5: Braytonův oběh s N_2 s regenerací η_{REG} = 0,5; termická účinnost η_{tREG} (-) v závislosti na tlakovém poměru ε při různých teplotách dusíku na vstupu do turbíny T_3



Obr. 6: Braytonův oběh s N_2 s regenerací η_{REG} = 0,7; termická účinnost η_{tREG} (-) v závislosti na tlakovém poměru ε při různých teplotách dusíku na vstupu do turbíny T_3

Poděkování

Tento příspěvek vznikl v rámci řešení projektu ev.č. 2A-1TP1/067 podporovaného Ministerstvem průmyslu a obchodu ČR.

Literatura

[L1] FISA 2006, EU Research and Training in Reactor Systems, EUR 21 231, ISBN 92-79-01214-2
[L2] Hejzlar, R.: Stroje a zařízení jaderných elektráren, Díl 2., ČVUT Praha, 2000
[L3] Dubšek, F.: Jaderná energetika, VUT Brno, 1997
[L4] Matal, O. a jiní: Výzkum technologií pro přenos vysokopotencionálního tepla z jaderného zdroje, projekt MPO ev.č. 2A-1TP1/067
[L5] Matal, O., Šimo, T.: Výzkumná zpráva QR-EM-018-07, Energovýzkum, spol. s r.o., Brno, Srpen 2007

PŘÍPRAVA NA TESTOVÁNÍ HYDRAULICKÝCH CHARAKTERISTIK JADERNÉHO PALIVA

Pavel Nerud
ŠKODA JS, a.s.

Pro jadernou elektrárnu Temelín s reaktorem VVER 1000 byl společností ČEZ podepsán kontrakt na dodávku nového typu jaderného paliva. Jedním z řady velice důležitých parametrů, které je potřeba experimentálně ověřit, je tzv. koeficient hydraulického odporu palivového souboru a všech jeho součástí. Pro toto ověření byla vybrána firma Škoda JS, důvodem byla dřívější zkušenost s testováním (původní palivové soubory byly testovány právě zde) a zároveň srovnatelnost výsledků původního a nového typu jaderného paliva, protože oba typy jsou testovány stejným způsobem na stejném měřícím stendu.

Důvod nepoužití reálného paliva, testovaný imitátor

Zkoušky palivových souborů probíhají vždy pouze na maketách(imitátorech), je k tomu několik odůvodnění:

1) Povrchové vlastnosti pokrytí palivových proutků ani ostatních součástí se nemění s absencí štěpného materiálu.

2) Obtížná přeprava skutečného palivového souboru

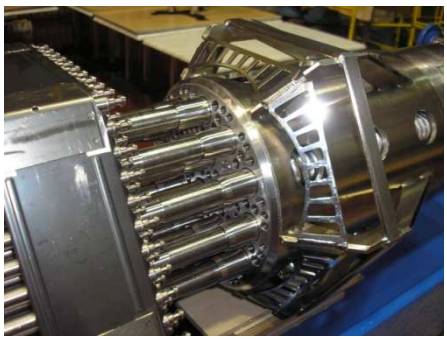
   - Možné blokády silnice odpůrci jaderné energie
   - Pokusy o odcizení palivového souboru za účelem zneužití
   - Velké obtíže při dopravní nehodě s jaderným materiálem.

3) Poškození palivového souboru při manipulaci nebo testech

   - Zanesení radioaktivních látek do technologie
   - Složitá dekontaminace

4) Nutnost zřízení kontrolovaného pásma a proškolení personálu pro práci s radioaktivními materiály.

Imitátor použitý při testech se ve všech vlastnostech a rozměrech shoduje s reálným palivovým souborem, výjimkou je pouze obsah palivových proutků. Ty neobsahují tablety oxidu uranu UO_2, ale jsou nahrazeny tabletami olova.



Obr.1.Spodní nátrubek, svazek proutků s mixační mřížkou a hlavice testovaného imitátoru.

Způsob měření koeficientu hydraulického odporu

Koeficient hydraulického odporu ξ nelze stanovit přímým měřením, je potřeba nalézt způsob, který bude jednoduchý a přitom bude vykazovat věrohodné výsledky. Toho lze za určitých předpokladů dosáhnout měřením několika jiných fyzikálních veličin a k danému výsledku se dopracovat výpočtem. Tato metoda byla zvolena i pro ověření ve Škodě JS. Pro výpočet se vychází z upravené Bernoulliho rovnice ve tvaru:

pro místní hydraulický odpor $$\zeta_{xy} = \frac{Dp_{xy}}{DHEAD} + \left(\frac{A_{FA}}{A_x}\right)^2 - \left(\frac{A_{FA}}{A_y}\right)^2 - \lambda \cdot \frac{l_{xy}}{D_{eFA}} \qquad [-]$$

pro tření po délce $$\lambda_{měř} = \frac{Dp_{xy}}{DHEAD} \cdot \frac{D_{eFA}}{l_{xy}} \qquad [-]$$

Jak je ze vztahu vidět, je nutno změřit průtok chladiva (dynamický tlak DHEAD je funkcí průtoku Q) a tlakový rozdíl na dané měřené součásti (celý palivový soubor, svazek proutků, mixační mřížka …). Abychom byli schopni stanovit hodnoty těchto veličin, musíme znát fyzikální vlastnosti chladiva (teplotu, tlak, hustotu, kinematickou a dynamickou viskozitu). Nutno poznamenat, že každou z veličin vstupujících do výpočtu je zapotřebí stanovit s nejvyšší možnou přesností, protože každá nejistota a provedená výpočetní operace zvyšuje celkovou nepřesnost výpočtu.

Při ověřování koeficientu hydraulického odporu palivového souboru není dostatečné ověřit tento koeficient pouze pro palivový soubor jako celek, ale je nutno ověřit i koeficient každé z jeho součástí. V našem případě to byly součásti: vstupní nátrubek s jednou distanční mřížkou uvnitř, distanční mřížka, mixační mřížka s turbulizujícími křidélky, hlavice klastru a svazek palivových proutků.

Velká vodní smyčka a měřící stend

Měření bylo provedeno na integrovaném zkušebním kanále ve Škodě JS. Tento kanál je v podstatě vertikálně umístěná šestihranná trubka s množstvím tlakových odběrů, do které se vloží testovaný imitátor. Pod zkušebním kanálem je umístěna nestandardní měřící mříž, z úbytku tlaku na ní stanovujeme průtok média okolo testovaného imitátoru. Průtok média je zajištěn pomocí odstředivého čerpadla, změna průtoku kanálem je řízena změnou otáček motoru čerpadla. Velikost statického tlaku je dána výškou hladiny média v kompenzátoru objemu, teplotu je možno ovlivnit ohřevem elektrickými spirálami ve spodní části kanálu.

Pro co nejvýhodnější poznání chování palivového souboru v různých režimech provozu, bylo nutné nasimulovat je při měření. Měřící stend umožňuje měnit parametry v těchto rozmezích:

maximální pracovní tlak 15,7 MPa, nejvyšší pracovní teplota 330°C, průtok média je možno regulovat mezi 150 a 650 m^3/h.

Měření teploty, tlaku a tlakových diferencí a průtoku

Pro stanovení fyzikálních vlastností chladiva bylo využito měření teploty a statického tlaku a zbývající fyzikální parametry byly odečítány z fyzikálních tabulek chladiva (v našem případě demineralizované vody) v elektronické podobě (program SteamTab).
Měření teploty chladiva bylo provedeno pomocí termočlánků, horký konec snímal teplotu ve zkušebním kanálu, teplota studeného konce termočlánků (referenční) byla měřena pomocí odporových teploměrů. Převodní charakteristika odporových teploměrů byla předem ověřena v kalibrační laboratoři.

Pro měření statického tlaku chladiva a tlakových diferencí bylo použito identických tlakově-napěťových převodníků Rosemount. Rozdíl byl pouze v zapojení, převodník pro měření statického tlaku měl jeden ze vstupů uzavřený (měření probíhalo vzhledem k „nulové hodnotě“) a na druhý byl přivedený měřený tlak. Statický tlak byl měřený pod a nad měřícím kanálem a skutečný výpočetní tlak byl stanoven jako jejich střední hodnota. Převodníky pro měření tlakových diferencí měly ke vstupům připojeny tlaky z tlakových odběrů před a za daným měřeným úsekem (například jedna distanční mřížka). Tlakové převodníky byly předem ocejchovány na měřící rozsahy tak, aby relativní chyba měření byla co nejmenší. Například: pokud očekávaná měřená hodnota byla 27 kPa, převodník byl kalibrován s patřičnou tlakovou rezervou na 30 kPa.

Na vstupu do měřícího stendu je umístěná nestandardní měřící mříž (děrovaná kovová deska s dostatečnou tuhostí), pomocí které je zajištěno meření průtoku chladiva kanálem. Měření je založeno na disipaci energie při proudění okolo překážky. Tou je v tomto případě materiál desky a chladivo proudí šesti vyvrtanými otvory. Z rozdílu tlaků před a za měřící mříží Dp_{ab} lze jednoduchým výpočtem stanovit její průtokový součinitel.

$$Q = 3600 \cdot \alpha_m \cdot A_m \cdot K_{TS}{}^2 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot 1000 \cdot Dp_{ab}}{\rho}} \qquad [m^3/h]$$

$$\mathrm{Re}_m = \frac{Q \cdot D_{em}}{3600 \cdot A_m \cdot \nu \cdot K_{TS}} \qquad [-]$$

$$\alpha_m = 0{,}839 \cdot \mathrm{Re}_m{}^{0{,}0048} \qquad [-]$$

Abychom byli schopni stanovit průtokový součinitel a průtok co nejpřesněji, a dosahování potřebné přesnosti nebylo příliš zdlouhavé, zvolili jsme pro výpočet iterační postup s počátečním průtokovým součinitelem α_m = 0,9. Ukázalo se, že není potřeba provádět více než dva iterační cykly k dosažení průtokového součinitele s potřebnou přesností čtyř desetinných míst.

Obr.2. Převodník statického tlaku

Ocejchování měřící mříže pomocí Venturiho dýzy

Protože měření je znovu opakováno po čtrnácti letech a musí být zajištěna základní podmínka každého měření tj. reprodukovatelnost, bylo nutné ověřit, že měřící stend i přístroje jsou na měření řádně připraveny a získané výsledky budou srovnatelné s výsledky z přecházejících měření. To bylo zaručeno kalibrací měřící mříže pomocí Venturiho dýzy a několika opakovaných měření. Na místo, kde je při měření vložen imitátor palivového souboru, byla umístěna speciální vestavba, jejíž součástí je Venturiho dýza o předem známé průtokové charakteristice. Protože Venturiho dýza i měřící mříž stendu jsou řazeny za sebou, musí být průtok oběma měřícími elementy stejný. Po kalibraci měřící mříže bylo rozhodnuto o kontrolním měření s imitátorem palivového souboru z vlastnictví Škoda JS, který byl použit při měření v roce 1993. Výsledky získané nyní a před čtrnácti lety se musely shodovat v rozmezí ± 0,5% a tento interval byl dodržen.

Měřící technika, výstupy měření a zpracování údajů

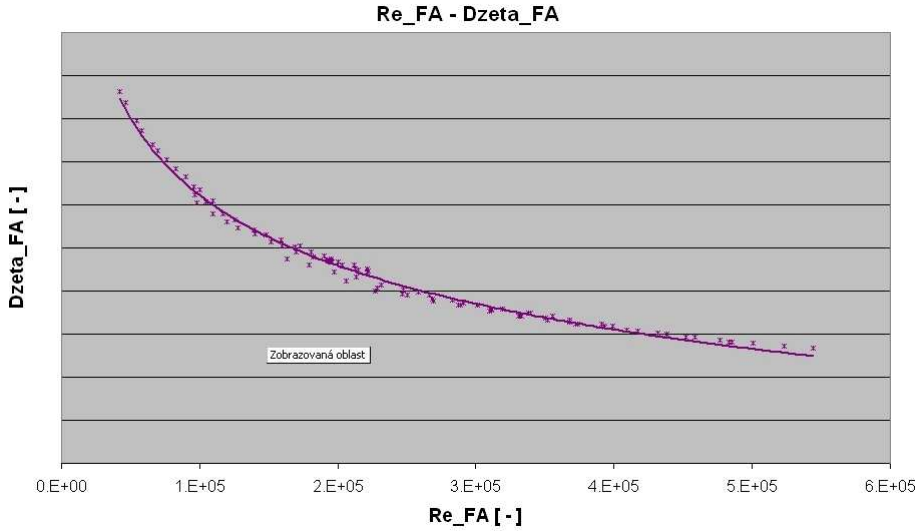
Statický tlak chladiva, tlakové diference a teplota horkých konců termočlánků byly snímány jako elektrické napětí v rozsahu 0-1 volt, teplota studených konců termočlánků byla vyjádřena v ohmech. Tyto údaje byly soustředěny do datové podoby pomocí dvou měřících ústředen HP. Z těch byl výstup přiveden do počítače s programem, který data třídil a seřadil do podoby datového řádku. Soubor s datovými řádky byl pak pomocí makra v programu Excel převeden na údaje o teplotě, tlaku a tlakových diferencích v normálních fyzikálních jednotkách, tj. °C, MPa popř. kPa. Současně byl vypočten průtok chladiva Q, Reynoldsovo číslo, všechny koeficienty hydraulického odporu ζ, třecí faktor λ i absolutní a relativní chyby měření.

Obr.3. Měřící ústředna HP

Očekávané tvary charakteristik a závislostí

$$\mathrm{Re}_{FA} = \frac{Q \cdot D_{eFA}}{3600 \cdot A_{FA} \cdot \nu \cdot K_{TZ}}$$

Na základě těchto dat byly automaticky vykreslovány grafy popisující závislosti mezi Reynoldsovým číslem palivového souboru Re_{FA} a koeficienty hydraulického odporu ζ, popř. třecím faktorem λ. Závislost na Reynoldsově čísle nebyla zvolena náhodně. Reynoldsovo číslo popisuje komplexně režim proudění, jsou v něm již obsaženy informace o všech fyzikálních parametrech a průtoku proudícího média. Při stejném Reynoldsově čísle můžeme porovnávat i zdánlivě neporovnatelné režimy s různými teplotami, tlaky a průtoky.



Obr.4. Očekávaný tvar závislosti KHO na Reynoldsově čísle

NEUTRÓNOVO-FYZIKÁLNE VLASTNOSTI FLUORIDOVEJ SOLI V PALIVOVOM KANÁLI JADROVÉHO REAKTORA NA BÁZE KVAPALNÝCH SOLÍ

Zoltán Németh[1,2], Vladimír Nečas[1], Petr Dařílek[2]
[1] Slovenská technická univerzita v Bratislave
Katedra jadrovej fyziky a techniky
Fakulta elektrotechniky a informatiky
[2]VUJE, a.s.

Abstrakt

Cieľom tejto práce je vytvorenie presného modelu aktívnej zóny demonštračného reaktora na báze kvapalných solí. Výpočtový program HELIOS 1.9 je aplikovaný na výpočet neutrónovo-fyzikálnych vlastností elementárnej bunky reaktora. Zisťuje sa závislosť multiplikačného koeficientu od zmeny polomeru palivového kanála a od zmeny teploty paliva. Teplotný koeficient reaktivity je vypočítaný pre rôzne polomery palivového kanála. Do výpočtov je zahrnutá aj teplotná rozťažnosť grafitu. Výsledky výpočtov sú spracované v podobe grafických závislostí a tabuliek.

1. Úvod

Technológia reaktorov na báze kvapalných fluoridových solí (MSR – Molten Salt Reactor) sa skúma od polovice minulého storočia. V USA bolo v prevádzke niekoľko experimentálnych reaktorov. V súčasnosti prebieha výskum, ktorý hľadá odpovede na otázku, či sa MSR, jeden zo šiestich reaktorov IV. generácie, uplatní v praxi. Okrem chemických vlastností fluoridových solí a mechanických vlastností komponentov reaktora sa skúmajú aj neutrónovo-fyzikálne vlastnosti aktívnej zóny. Veľkými pomocníkmi v tomto výskume sa stali výpočtové kódy. Vďaka nim sa znížili náklady výskumu týchto pokročilých technológií.

Pre bezpečnú prevádzku reaktora je potrebné poznať násobiace vlastnosti aktívnej zóny a jej zmeny v závislosti od rôznych parametrov. Dôležitým parametrom je teplotný koeficient reaktivity, ktorý je jedným z faktorov jadrovej bezpečnosti. Snahou je vytvoriť systém so záporným teplotným koeficientom reaktivity.

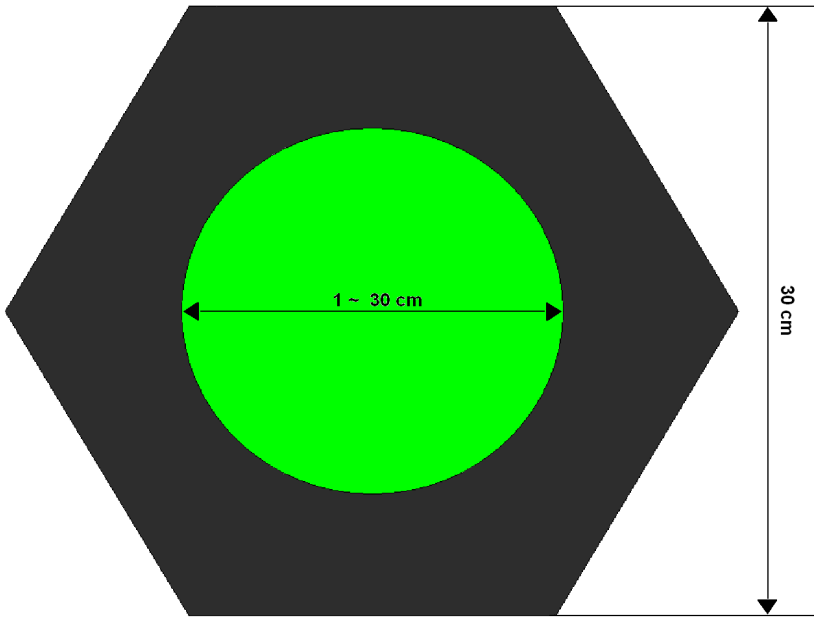
2. Aplikácia výpočtového kódu HELIOS 1.9 na systém s kvapalným palivom

V tejto výpočtovej úlohe sa zisťujú neutrónové vlastnosti demonštračného transmutora s kvapalným palivom na báze fluoridových solí. Konkrétne sa počíta k-inf (multiplikačný koeficient neutrónov) v závislosti od polomeru palivového kanála. Výsledky sa porovnávajú s výsledkami z počítačových kódov MCNP4b, WIMS-D4, HELIOS 1.7, WIMS-8A, OMEGA, KENO VI a MCNP4c2.

Hlavným cieľom týchto simulácií - výpočtov je pripraviť modelový základ pre malý reaktor-trasmutor, ktorý by „spaľoval“ jadrový odpad a ako palivo by používal urán ^{233}U získaný z tória ^{232}Th. Tento reaktor by sa mohol využívať aj ako „čistý zdroj jadrovej energie“.

Model aktívnej zóny reaktora sa skladá z elementárnych grafitových buniek šesťuholníkového prierezu s centrálnym palivovým kanálom. Priemer tohto kanála sa vo výpočtoch mení od 1 cm do 30 cm.

V počítačovom modeli je aktívna zóna poskladaná z nekonečného počtu elementárnych buniek a výška systému je tiež nekonečná. Vo výpočtoch sa uvažuje so statickým stavom, čiže bez prúdenia paliva.



Obr. 1.: Elementárna bunka, veľkosť bunky je konštantná (30 cm), priemer palivového kanála sa mení od 1 cm do 30 cm

V druhej časti tejto úlohy sa počíta k-inf v závislosti od polomeru palivového kanála pri rôznych teplotách. Z týchto hodnôt k-inf je vypočítaný teplotný koeficient reaktivity. Vo výpočtoch sa uvažuje aj s teplotnou rozťažnosťou grafitového bloku. Na výpočet rozťažnosti grafitovej bunky sme použili program ANSYS 10.

3. HELIOS 1.9

HELIOS 1.9 je deterministický neutrón – gama transportný výpočtový program na modelovanie a simuláciu vyhorievania jadrového paliva v mriežkovej štruktúre navrhnutej vo všeobecnej 2D geometrii. Je aplikovateľný pre kritické a podkritické konfigurácie. Používa multigrupovú prierezovú knižnicu ENDF/B-VI. Energetická závislosť účinných prierezov je rozdelená podľa potreby od 0 do 190 grúp v rozsahu od 10^{-5} eV do 10 MeV.

Hlavné metódy HELIOSu 1.9:

(1) Vykonáva výpočty rezonančného tienenia pre nuklidy s existujúcimi rezonančnými dátami;
(2) Počíta toky a prúdy transportnou metódou CCCP (Current-Coupling and Collision-Probabilities), ktorá využíva výpočty založené na spájaní štruktúr v mriežke pomocou prúdov častíc;
(3) Vyhodnocuje pravdepodobnosť prvej interakcie častíc s látkou.

Výpočtový systém sa skladá z rôznych materiálových štruktúr ľubovoľnej geometrie, ktoré sú navzájom virtuálne pospájané časticovými prúdmi s konkrétnou okrajovou podmienkou, kým vlastnosti každej štruktúry sú získavané z pravdepodobností interakcií.

Medzi možné výstupné dáta z výpočtov HELIOSu patrí napr. multiplikačný koeficient (k-inf), atómové alebo hmotnostné koncentrácie rôznych izotopov chemických prvkov, výkony v jednotlivých

palivových prútikoch, podiel oneskorených neutrónov, mikroskopické a makroskopické účinné prierezy štiepenia, absorpcie a rozptylu a ďalšie jadrovo-fyzikálne parametre.

HELIOS dokáže namodelovať a nasimulovať vyhorievanie palivových súborov ľubovoľných tvarov, štruktúry a rozmerov, dokonca aj fyzikálne nereálnych. Správnosť modelu si môžeme overiť programom ORION, ktorý načíta model kazety z databázy HERMES a graficky ho zobrazí.

4. Materiálové parametre

Palivo tvorí zmes LiF (70mol%) + BeF_2 (20mol%) + UF_4 **(**10mol%). Hustota paliva je 2,9 g/cm^3 a obohatenie uránu ^{235}U je 100%. Moderátor je grafit ^{12}C s hustotou 2,25 g/cm^3. Teplota všetkých materiálov je 300K (27˚C). Vo vstupnom súbore sa materiálové zloženie zadáva v atómových hustotách jednotlivých nuklidov.

Materiál	atómová hustota [10^{-24}cm^{-3}]
^{235}U	2,9595x10^{-3}
^{19}F	4,4393x10^{-2}
^{7}Li	2,0717x10^{-2}
^{9}Be	5,9190x10^{-3}
^{12}C	1,12915x10^{-1}

Tab. 1. Zodpovedajúce atómové hustoty [10^{-24}cm^{-3}] pre palivo LiF + BeF_2 + UF_4.

V druhej časti úlohy je palivom zmes NaF (70mol%) + BeF_2 (20mol%) + UF_4 **(**10mol%). Hustota paliva sa mení v závislosti od teploty. Pre naše výpočty sme zobrali hodnoty hustôt zo správy ORNL [1]. Z príslušných hustôt sme vypočítali zodpovedajúce atómové hustoty.

t [˚C]	hustota [g/cm^3]
600	3,024
700	2,949
800	2,874

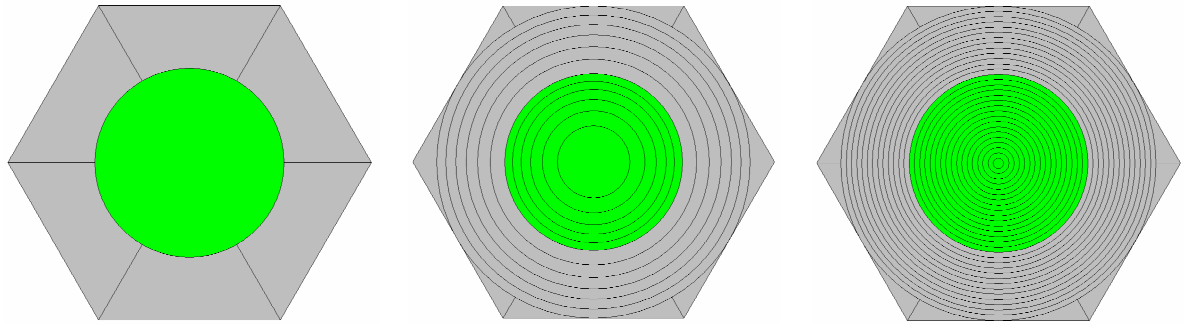
Tab. č. 2. Hustota paliva NaF + BeF_2 + UF_4 (údaje z ORNL) [4].

5. Modely elementárnych buniek v HELIOS 1.9

Vytvorili sme tri rôzne modely elementárnych buniek s rôznou štruktúrou a s rôznym počtom regiónov:

1) "jednoduchý" model (najjednoduchší, 1 región CCS)
2) "rovnoplochý" model (6+6 regiónov s rovnakými plochami pre palivo a moderátor)
3) "kružnicový" model (najpodrobnejší, 30 regiónov po 0,5 cm),

a porovnávali sme výsledky pre každý model, aby sme zistili vplyv citlivosti modelov.



Obr. 2.:Modely elementárnych buniek v HELIOSe (jednoduchý, rovnoplochý a kružnicový)

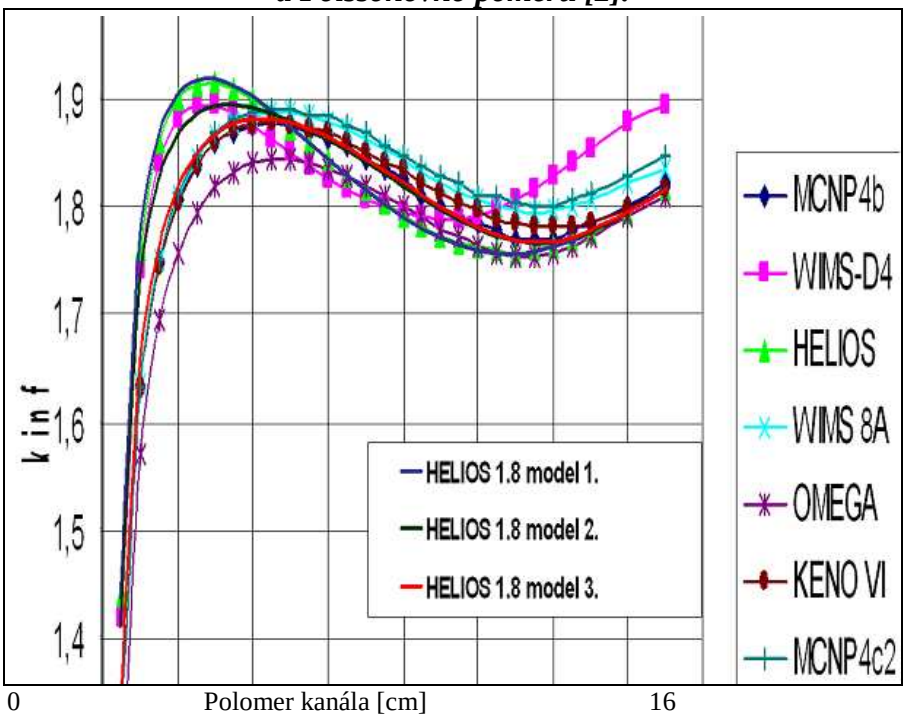
6. Výsledky výpočtov

Polomer paliva [cm]	**k**-inf					
	MCNP	WIMS-D4	HELIOS 1.7	HELIOS 1.8 "jednoduchý" model	HELIOS 1.8 "rovnoplochý" model	HELIOS 1.8 "kružnicový" model
0.5	1.322	1.418272	1.43865	1.43692	1.40961	1.33249
1	1.6318	1.742566	1.76094	1.76127	1.72257	1.64341
1.5	1.7476	1.842382	1.86032	1.86146	1.82132	1.75667
2	1.8057	1.880782	1.89962	1.90101	1.86368	1.81383
2.5	1.8388	1.893629	1.91395	1.91539	1.88321	1.84625
3	1.861	1.893658	1.91547	1.91685	1.89135	1.86503
3.5	1.8701	1.886792	1.90971	1.91093	1.893	1.87521
4	1.8762	1.876255	1.89966	1.90059	1.89064	1.8795
4.5	1.8785	1.86395	1.88708	1.88762	1.8856	1.87952
5	1.8768	1.851099	1.87313	1.87318	1.87867	1.87631
5.5	1.8707	1.838484	1.8586	1.85808	1.87034	1.87061
6	1.8627	1.826653	1.84407	1.84293	1.86095	1.86294
6.5	1.8553	1.815994	1.8299	1.82811	1.85074	1.85376
7	1.8457	1.806802	1.81643	1.81402	1.83995	1.84345
7.5	1.8359	1.799316	1.8039	1.80091	1.8288	1.83239
8	1.8245	1.793736	1.79253	1.78906	1.81756	1.82092
8.5	1.8109	1.790196	1.78249	1.77867	1.8065	1.80946
9	1.8009	1.788821	1.77396	1.76995	1.79595	1.7984
9.5	1.7923	1.789706	1.76709	1.76308	1.7863	1.7882
10	1.7849	1.792908	1.76205	1.75823	1.77794	1.77935
10.5	1.7781	1.798439	1.75896	1.75553	1.77135	1.7723
11	1.7703	1.806229	1.75797	1.7551	1.76695	1.76749
11.5	1.7705	1.816056	1.75916	1.75699	1.76511	1.76538
12	1.77	1.827592	1.76259	1.76116	1.76606	1.76618
12.5	1.7777	1.840295	1.7682	1.76731	1.7697	1.76974
13	1.7837	1.853424	1.77581	1.77526	1.77597	1.77598
14	1.8016	1.877309	1.79531	1.79468	1.79424	1.79422
15	1.821	1.893542	1.81648	1.81523	1.81491	1.8151

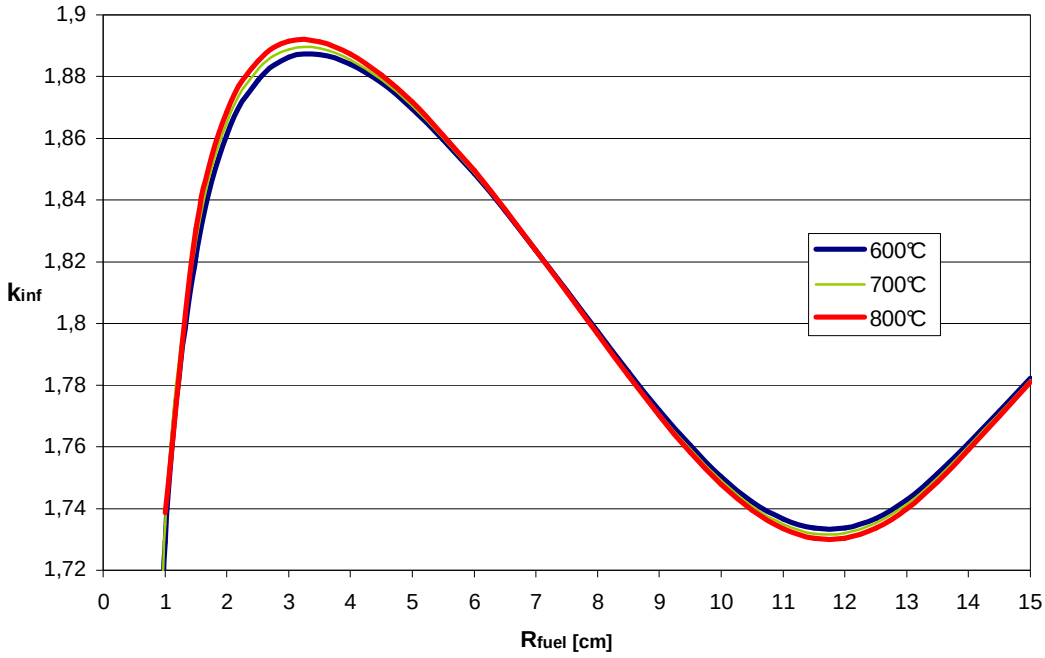
Tab. č. 3. Napočítané k-inf pri daných polomeroch v rôznych programoch. ($LiF + BeF_2 + UF_4$)

Koeficient teplotnej rozťažnosti [K^{-1} *10^{-6}]	Poissonov pomer	Posunutie pri 200 K [cm]
0.5	0.1	0.00165
2.6	0.2	0.00936
20	0.4	0.084

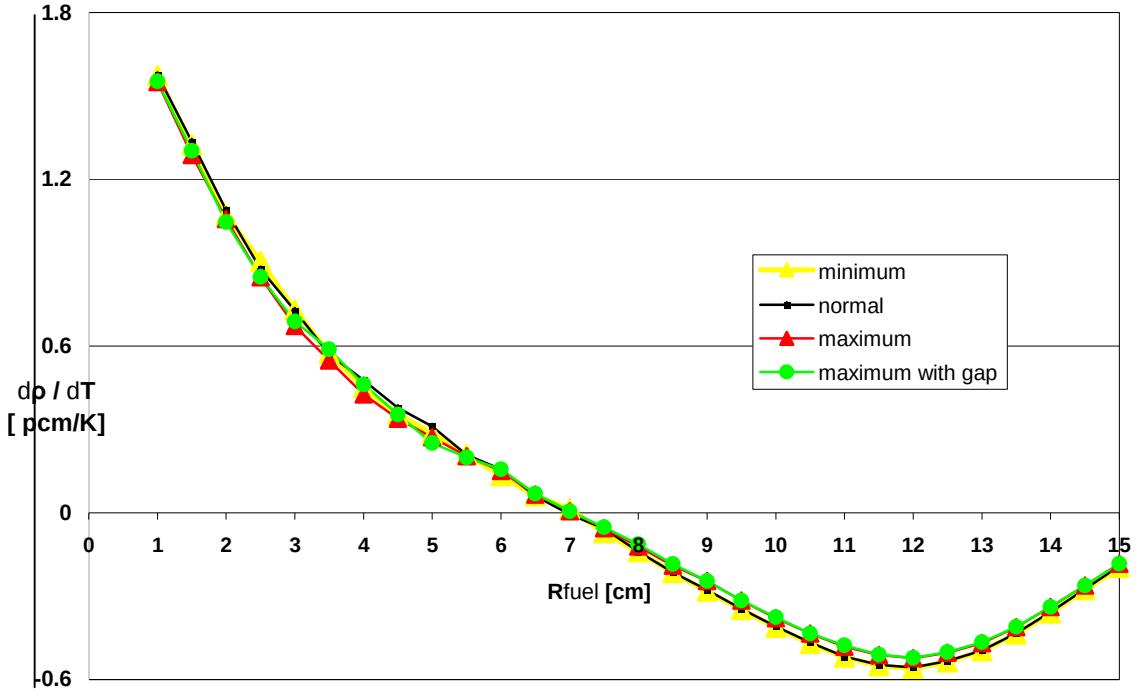
Tab. č. 4. Vypočítané posunutie bunky pre rôzne hodnoty koeficientu teplotnej rozťažnosti a Poissonovho pomeru [2].



Obr.3.: Závislosť k-inf od polomeru palivového kanála (porovnanie s ďalšími kódmi)



Obr.4.: Závislosť k-inf od polomeru palivového kanála. (Palivo NaF + BeF_2 + UF_4)



Obr.5.: Závislosť teplotného koeficientu reaktivity od polomeru palivového kanála. (Palivo NaF + BeF_2 + UF_4)

Z grafu je zrejmé, že krivky závislosti k-inf od polomeru palivového kanála pre MCNP4b a pre HELIOS 1.9 "kružnicový" model sú veľmi podobné. Z toho vyplýva, že tento "kružnicový" model (3.) je pre výpočty v HELIOSe najpresnejší. Krivky HELIOS 1.7 a HELIOS 1.9 "jednoduchý" model sú takmer totožné, to znamená, že medzi verziami HELIOSu sú len minimálne rozdiely. Doba výpočtu v HELIOSe pre jednoduchý model je 0,01 min., pre rovnoplochý model je 0,04 min. a pre kružnicový model je 0,06 min. Vyšší počet regiónov v štruktúre modelu znamená vyššiu presnosť modelu, ale zároveň aj dlhšiu dobu potrebnú na výpočet. Maximum k-inf pre zmes solí LiF + BeF_2 + UF_4 je pri polomere palivového kanála medzi 4 až 5 cm a hodnota je 1,88.

Pre zmes solí NaF + BeF_2 + UF_4 je maximum k-inf pri polomere palivového kanála medzi 3 až 4 cm a hodnota je 1,887 pri teplote 600˚C a 1,891 pri 800˚C. Teplotná závislosť k-inf a reaktivity je pri polomere palivového kanála medzi 0 až 7 cm kladná a má klesajúcu tendenciu. Pri polomere palivového kanála medzi 7 až 15 cm má teplotná závislosť reaktivity zápornú hodnotu s lokálnym minimom pri 12 cm s hodnotou -0,56 pcm/K.

Krivky závislosti k-inf od polomeru pre soli LiF + BeF_2 + UF_4 a NaF + BeF_2 + UF_4 majú podobný charakter.

Teplotná rozťažnosť grafitu a prípadná dilatačná medzera medzi bunkami má len malý vplyv na koeficient reaktivity. Pre bunky s medzerou je rozdiel teplotného koeficientu reaktivity menší ako 1% . Medzi minimálnou a maximálnou teplotnou rozťažnosťou grafitu je rozdiel teplotného koeficientu reaktivity menší ako 10%.

Záver

Koncepcia reaktora na báze kvapalných solí je perspektívna. Vďaka schopnosti využitia tórium-uránového palivového cyklu a transmutácie minoritných aktinoidov, by mohla v budúcnosti poskytovať dostatočné množstvo energie a zároveň znižovať množstvo rádioaktívneho odpadu. Experimenty uskutočnené v druhej polovici minulého storočia a počítačové simulácie, ktoré prebiehajú v súčasnosti môžu poskytnúť dobrý základ pre výskum tejto koncepcie.

Výpočtový program HELIOS 1.9 bol vytvorený pre simulácie v ľahkovodných reaktoroch a nedokázal by vierohodne simulovať procesy v reaktoroch s prúdiacim kvapalným palivom. V podmienkach tejto úlohy sú však výpočty HELIOSu korektné. Po získaní presných údajov o správaní sa materiálov v aktívnej zóne reaktora na báze roztavených fluoridových solí bude možné vypočítať presnejšie koeficienty reaktivity.

Literatúra

[1] *HELIOS 1.9 documentation*, Studsvik Scandpower, november 2003.

[2] SLUGEŇ, V. et al. *Jadrovoenergetické zariadenia I*, Bratislava: FEI STU, 2004

[3] GLASSTONNE, S., EDLUND, M.C. *Základy teorie jaderných reaktorů.* Praha: STNL, 1958

[4] BRIGGS, R. B. *Molten – salt program: Progress report.* ORNL 3215, 1961. 125 s.

[5] JASZCZAK, A. *Graphite 2H Properties*, Michigan Technological University, Dostupné na internete: <http://www.phy.mtu.edu/~jaszczak/graphprop.html>

[6] *Properties of Selected Fibres*, Dostupné na internete: http://www.mse.mtu.edu/~drjohn/my4150/props.html

EXPERIMENTAL CHANNELS IN RESEARCH REACTORS

Marija Miletić
Czech Technical University in Prague
Faculty of Nuclear Science and Physical Engineering
Department of Nuclear Reactors

Abstract

The main purpose of my work is to explain the possible uses of experimental channels, especially the horizontal channels in low power research reactors. Further, it will be shown how experimental channels are made, from which material and what changes are made in order to get the almost ideal parameters of a channel. Later, the idea of using neutrons in various fields of the natural science, industry and medicine will be show. The main goal will be to summarize possible applications in research reactor VR-1. Firstly, our school reactor VR-1 will be described, and its experimental channels will be specified. Possible applications of this reactor are shown with a simple table at the end of the work. It will be shown what is already utilized in our reactor from the above mentioned applications and also, what changes can be made in order to achieve better utilization in the future.

1. Introduction

Research reactors comprise a wide range of civil and commercial nuclear reactors which are generally not used for electricity production, heat generation, or submarine propulsion. Because of that, research reactors are often called non-power reactors. The primary purpose of an RR is to provide a neutron source for research and radioisotope production. Their output i.e. neutron beams can have different characteristics depending on the use.

An ideal neutron beam should be parallel, monoenergetic, with a high intensity, free of other contaminant radiation and uniform in its cross section. In practice it is intended to have experimental arrangements to accomplish neutron beam parameters as closely as possible to ideal ones.

Because of their unique experimental capabilities, neutron beams are indispensable for resolving the key scientific problems. Thus, condensed matter investigations include studies on the structure of new materials, such as nanostructures, magnetic structures, catalysts, structural materials, molecular biological entities etc.

Neutron scattering is used to examine samples under different conditions such as variations in pressure, temperature and magnetic field, essentially under real-world conditions. Using neutron activation analysis, it is possible to measure tiny quantities of an element. Neutron irradiation is used to produce radio-isotopes, widely used in industry and medicine, by bombarding particular elements with neutrons.

Research reactors generate neutrons in uranium fission. In order to carry out experiments with neutrons, special facilities in the reactor laboratory are used. Usually, reactors have three types of channels which are able to take out neutrons from the reactor's core. These channels will be in detail explained in further chapter.

2. Experimental channels

An experimental channel is a complex metal pipe that runs from the core to the outside of the reactor. It allows a beam of neutrons to be extracted from the reactor for the purpose of various experiments. In order to distribute the neutron flux in the best possible way and free of other contaminant radiation is important to produce a channel with specific characteristics.

1. Choosing a type of the channel

Depending on the position in the reactor's core and the neutron's flux they are extracting, channels are divided into 2 groups. Those that are parallel to the reactor's vertical axe are called vertical channels. The other channels, which are normal to this axis, are called horizontal channels. Horizontal channels can be radial or tangential.

- Vertical channel (the one in the center of the reactor core) is able to be a unique source of cold and ultra cold neutrons, while containing liquid hydrogen/deuterium inside reactor active zone.
- For extracting the whole neutron spectrum, a radial channel is used; because it runs directly to the reactor's core.
- On the other hand, with a channel that is tangential to the core we are capable of getting thermal neutrons with low background radiation.

2. Choosing a design of the channel

The designs of channels highly depend on the requirement of the performed experiment. However, some parts of the channels are the same in the majority of research reactors.

- Channels are oriented with their "noses" close to the reactor core.
- All types of channels start from the core, then pierce the biological shield and extend from the reactor.
- Tubes extend from the core reflector boundary to a length of few centimeters to meters.
- At the exit of the channel it is necessary to install "doors", made of iron, to protect employees from radiation.

3. Choosing a material of the channel

In the past, usually, stainless steel was used. The stainless steel system remains a radiological hazard for many years after use. Nowadays, Aluminum is a widely used material even though it is being replaced by zircaloy at high power research reactors. Advantages:

- Aluminum is not as strong as steel
- A system built from aluminum has considerably less mass than the same system built from steel

4. Improvements

Improvement to the neutron beam transport from the reactor core to the outer of the reactor is strongly desired since the improvement of neutron source intensity is limited by both cost and radiation control technique.

Inserts of various shapes and sizes are placed in the experimental channel to provide the desired neutron beam characteristics. Experimental channels can transport neutrons efficiently but cannot focus nor reduce beam divergence. Beam collimators are placed upstream from the sample to reduce the error which reduces the efficiency of the neutron use (for example a set of successive apertures from boron, indium and lead for the formation of the divergent collimator can be used). The experimenter can place

various filters to take out the undesirable components (perhaps gamma rays or higher energy neutrons). An example of a filter is a mobile monocrystaline bismuth filter for the attenuation of the gamma radiation. Gamma rays can be also removed by using lead. This will allow the performance of direct neutron radiography investigations.

To obtain only a certain (lower) energy of neutron commonly scattering crystals are used. They scatter the neutrons of certain energy at a particular angle (also cadmium filter is used to minimize the effect of the scattering of fast neutrons). Neutron diffraction by a single crystal can suppress neutron beam divergence. Placing a secondary beam axis at this angle (and blocking all others) creates a generally monoenergetic neutron beam. Of course, using this technique, a lot of neutrons are lost, so beam intensity may suffer.

Neutron beams can be bent according to their reflection on the interface of matters with a sufficiently small incident angle. Experimental channel can also be pumped to a vacuum, which can minimize the loss of neutrons through scattering by air. Their inner surface is coated with a neutron reflector such as nickel.

To obtain a thermal neutron beam with almost ideal parameters a graphite illuminator can be placed on the channel near to the reactor core to scatter neutrons towards the exit of the channel.

3. Ability and uses of research reactors and experimental channels

1. Neutron Activation Analysis (NAA) is used to determine the chemical elements present in the irradiated sample. Usually, vertical channel is used for these types of irradiation.
2. Prompt gamma neutron activation analysis (PGNAA) has the same goal as NAA. PGNAA is generally applied to elements with extremely high neutron capture cross-sections; elements which decay too rapidly to be measured. H, B, C, N, P, S, Sm.
3. Material structure studies use Neutron scattering as a useful source of information about the structure, motions, and magnetic properties of solids. Material structure studies use horizontal experimental channels because scattering instruments can be easily and effectively installed beside the reactor.
4. Neutron Radiography- A non-destructive imaging technique utilizing thermal/cold and fast neutrons. Involves placing an object in the path of the neutron beam, which is coming from experimental channel, and measuring the shadow image of the object that is projected onto a neutron detector. This application requires well collimated neutron beam in a low background environment. Tangential channel preferable.
5. The production of radioisotopes. Materials are irradiated with neutrons to make them radioactive. Radioisotopes are used in industry, medicine (radiopharmaceuticals), local research applications.
6. Other industrial utilizations of RR are the irradiation of silicon and gemstone coloration. The first utilization is an important technique in the electronic industry because it is used in the production of thyristors, diodes, and integrated circuits.
7. More specialized application found in geochronology. The main goal is determining the timing of events in earth history (such as volcano eruptions) and founding the age of rocks. Samples are irradiated with stabile neutron beam, where advanced sample preparation is needed. Samples are tested in geochronology laboratories.
8. In medicine, a unique therapy by using neutrons was developed. It is the experimental form of cancer therapy called Boron Neutron Capture Therapy. Boron is injected into the bloodstream of the patient and it collects in tumour cells. Then, patient is externally irradiated with low energy neutrons. The result of interaction between neutron and boron are highly ionizing particles which cause efficient tumour cell-killing.

Reaction: $^{10}B + n \rightarrow (^{11}B^{*}) \rightarrow {}^{7}Li + {}^{4}He$

4. Research reactor VR-1

The research reactor VR-1, called "The sparrow", is operated by Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering, Czech Technical University (CTU) in Prague. It is a pool-type, light-water reactor, with low enriched uranium. Maximum thermal power is 1kW (for a short time up to 5kW). The reactor core is installed in the center of a moderator tank filled with light demineralized water. Light water also has a function of reflecting neutrons, shielding and cooling the reactor core. Heat is removed from the core by natural convection. A temperature (approx. $20°$) and atmospheric pressure of the cooling water shows there is no interest in producing electricity.

This research reactor has 2 horizontal (one radial and one tangential)channels and a set of vertical channels (12 channels with diameter 56 mm, 3 with diameter 28 mm, 5 with diameter 23 mm, 6 with diameter 12 mm-all together 26 channels). All the channels are made from aluminium with stainless steal "heads". Maximum neutron flux in the core: • $1.8\text{x}10^{9}\, n/cm^{2}s$ (thermal neutrons)

• $7.5\text{x}10^{8}\, n/cm^{2}s$ (fast neutrons)

The horizontal as well as vertical channels are designed for the irradiation of samples and examination in neutron field. In the reactor's pool also the rabbit (pneumatic post) system together with neutron basket, is installed for neutron activation analysis.

5. Conclusion

The main goal of this work was to review various methods and applications of 2 experimental horizontal channels in school research reactor VR-1. From their design, position, structure and characteristics it can be concluded that their implementation is limited by few factors:

- **Lower sensitivity for NAA**- Because of the low available flux in VR-1, the sensitivity for neutron activation analysis NAA is low.
- **Limited radioisotope production**- Production of radioisotopes is limited to those with short halflives. These isotopes are used for calibration, teaching and research in VR-1.
- **Limited use of neutron beams-** Performance of neutron diffraction and scattering experiments is limited by equipment deficiencies
- **Limited access to the core**- While limited access to the core of VR-1 is a measure of safety, this can inhibit some experiments using experimental channels in reactor physics.

It should be emphasized that the VR-1 reactor, besides these limitations in actual application of neutrons, has other advantages in comparison with high power reactors.

- **Low operating cost and burnup-** Because of the low operating power, the fuel burnup is extremely small
- **Simple to operate-** The "simple" design of VR-1 is easy to operate and does not require long operator training
- **Safe-** VR-1 is relatively safe to operate because of the low fission product. Occupational radiation doses are also lower
- **Versatility-** In performing experiments by using channels the flexibility of operation (start-up time around few minutes) can be important. The flexible startup, shutdown or change power of VR-1 is usually not found in larger reactors.

The table below shows the potential applications of experimental channels in VR-1 depending on available neutron flux in the reactor core.

Neutron radiography, from the aspect of neutron flux is possible, even though other instruments are needed: a special facility for processing the film, well collimated neutron beam, which can be done by high- quality collimators, low background environment.

Material structure studies are possible with the available flux in VR-1 but performance of neutron scattering experiments is limited by: lack of highly educated personal in the field of physics, lack of Instruments: (eg.: the 3-axis spectrometer, the neutron resonance spin-echo spectrometer, sing-crystal diffractometer, structure powder diffractometer).

For utilization of prompt gamma NAA it is necessary to install a cold neutron source in reactor's core. Only with CNS this application can be utilized in low power research reactor. In order to perform PGNAA in VR-1 reactor, the high purity germanium detector is needed.

Concerning Neutron Activation Analysis, it can be said that it is already done in VR-1. Rabbit irradiation system is installed and the flux in reactor's core is sufficient but only for the irradiation of short lived nuclides.

Neutron capture therapy needs a flux greater than $10^9 n/cm^2 s$, which means that reactor VR-1 is already limited by the size of neutron flux. For neutron capture therapy thermal column should be installed. This application needs other requirements such are: filtered, collimated thermal neutron beam with low gamma ray and fast neutron components.

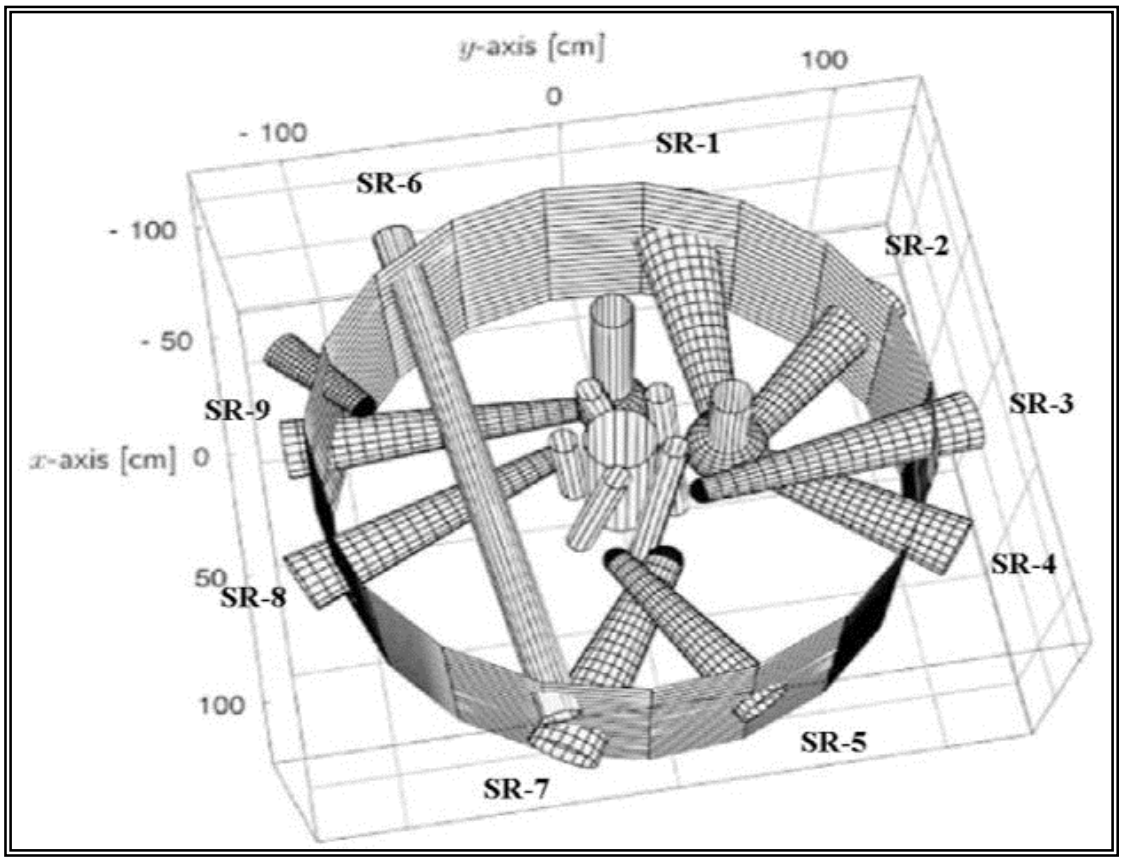
Besides that, medical personal with medical facility is vital for boron neutron capture therapy.
Radioisotope production is directly limited by the low fluence of neutrons in the core. In the low power reactors, usually, isotopes are produced only for local users. Isotopes that can be produced are: ^{24}Na, ^{32}P, ^{38}Cl, ^{56}Mn, ^{41}Ar, ^{64}Cu, ^{198}Au.

Geochronology and transmutation effects can not be easily utilized in VR-1. These utilizations will require: greater flux, the new equipment, the new facilities, special operators in the fields of natural science

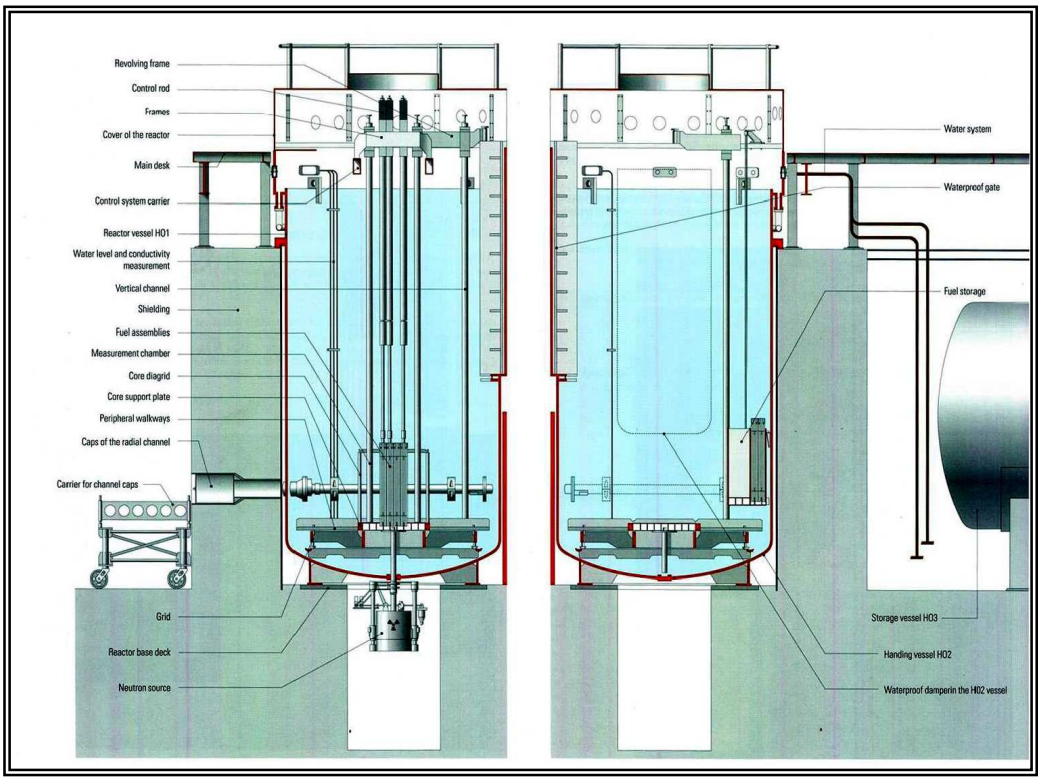
To summarize briefly, reactor VR-1 is, at this moment, well utilized for training students and for NAA, although still more experiments, irradiations and neutron sources can be adapted because of the versatility of its experimental channels.

6. Literature

[1] http://neutron.nrc-cnrc.gc.ca
[2] http://neutron.ujf.cas.cz
[3] http://www.iaea.org
[4] http://www.sns.gov
[5] http://www.trtr.org
[6] Technische Univesitat Munchen, "Research with neutrons and Experimental facilities at FRM-II", Edition 2001



Picture 1. The horizontal cross section of the reactor's core, research reactor FRM-II



Picture 2. School research reactor VR-1, longitudinal cut of the reactor's pool

FLUX [n/cm^2s]	$>10^5$	$>10^7-10^8$	$>10^8$	$>10^9$	$>10^{10}$	$>1-5\cdot10^{11}$	$>10^{13}-10^{14}$	$>2\cdot10^{15}-10^{18}$
APPLICATION	Neutron Radiography	Material structure studies	Prompt gamma neutron activation analysis	Neutron Capture Therapy	Neutron activation analysis	1. Neutron activation analysis 2. Radioisotope production	1. Radioisotope production 2.Silicon transmutation doping	1. Argon geochronology 2. Gemstone coloration
SPECIAL REQUIERMENTS	•Well collimated neutron beam •Facility for processing the film	•Various instruments, for exp. diffractometer, polarimeter, TOF spectrometer, interferometer	•Commonly uses tangential channel •Prefered CNS in a low power RR	•Thermal column •Medical facility	•For short and medium lived nuclides •Rabbit or hydraulic irradiation systems	•For long lived nuclides •Rabbit or hydraulic irradiation systems	•In low power RR, CIM could be used for radioisotope production	•Advanced sample preparation and cleaning for geochronology
IMPLEMENTATION IN VR-1	Possible*	Possible*	Possible*	Impossible	Possible	1. Impossible 2. Possible*	1. Impossible 2. Impossible	1. Impossible 2. Impossible
Possible*- Means that special instrumentation will be required for the utilization in VR-1 research reactor								

Picture 3. Table of implementations in VR-1

Vydavatel: Česká nukleární společnost
V Holešovičkách 2
180 00 Praha 8
Jaderná energetika v pracích mladé generace - 2007

Rok vydání: 2008, vydání první

Vazba: brožovaná, formát A4 , 114 stran

Materiály sestavili:
Sborník v podobě CD: Ing.Lukáš Nesvadba
Ing. Hugo Šen

Tištěná verze: Ing. Václav Bláha
Martina Kortanová

Příspěvky jednotlivých autorů nebyly textově ani jazykově upravovány.

ISBN 978-80-02-01991-6