

# **VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ**

**BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY**

**FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH TECHNOLOGIÍ  
ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY**

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

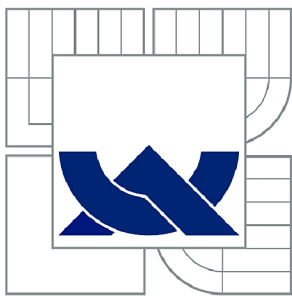
## **NEKONVENČNÍ ZDROJE JADERNÉ ENERGIE**

**BAKALÁŘSKÁ PRÁCE  
BACHELOR'S THESIS**

**AUTOR PRÁCE  
AUTHOR**

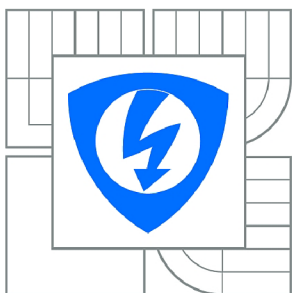
**JOSEF SVOBODA**

**BRNO 2013**



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH  
TECHNOLOGIÍ

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION  
DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

## NEKONVENČNÍ ZDROJE JADERNÉ ENERGIE

ALTERNATIVE SOURCES OF NUCLEAR ENERGY

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

JOSEF SVOBODA

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. KAREL KATOVSKÝ, Ph.D.

BRNO 2013

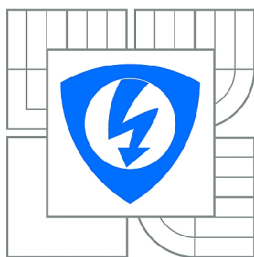
Bibliografická citace práce:

SVOBODA, J. *Nekonvenční zdroje jaderné energie*. Brno: Vysoké učení technické v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2013. 72 s. Vedoucí bakalářské práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

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

Děkuji vedoucímu mé bakalářské práce Ing. Karlovi Katovskému, Ph.D. za odborné vedení, trpělivost při konzultacích a cenné rady a připomínky. Dále bych rád poděkoval Ing. Lukáši Radilovi za odborné rady v oblasti tepelných a mechanických vlastností látek a pomoc při praktické simulaci. Velké poděkování patří také Ing. Marcelovi Jandovi, Ph.D. za pomoc s výpočty v programu ANSYS. V neposlední řadě bych chtěl poděkovat mé rodině za podporu po celou dobu studia.

.....



VYSOKÉ UČENÍ  
TECHNICKÉ V BRNĚ

Fakulta elektrotechniky  
a komunikačních technologií

Ústav elektroenergetiky

# Bakalářská práce

bakalářský studijní obor

**Sílnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika**

**Student:** Josef Svoboda

**ID:** 134410

**Ročník:** 3

**Akademický rok:** 2012/2013

**NÁZEV TÉMATU:**

## Nekonvenční zdroje jaderné energie

### POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Přehled exotermních jaderných reakcí a přeměn (Zpracujte teoretický přehled jaderných reakcí využívaných k výrobě elektrické energie a tepla a reakcí pro tento účel potenciálně použitelných.)
2. Přehled nekonvenčních jaderných zdrojů, jejich historický vývoj a použití (Popište historický vývoj využívání jaderných zdrojů energie, zejména se zaměřte na nekonvenční zdroje využívající energie jaderných přeměn.)
3. Detailní popis plutoniového termoelektrického generátoru používaného v satelitech (V návaznosti na předchozí bod popište elektrický radioizotopový generátor na bázi alfa přeměny izotopu plutonia  $^{238}\text{Pu}$  používaný v současných satelitech pro výzkum vzdálenějších planet, např. Curiosity, Cassini apod. Zpracujte přehled vypuštěných satelitů s těmito generátory.)
4. Zevrubný popis generátoru na bázi stroncia používaného v bezobslužných majících severní ledové cesty (Zpracujte obdobně, leč méně podrobně jako v předchozím bodě, zaměřte se na rozdíly oproti generátorům využívajícím přeměnu alfa.)
5. Tepelný výpočet Pu generátoru (Proveďte jednoduchý tepelný výpočet definovaného radioizotopového elektrického generátoru s definovaným množstvím  $^{238}\text{Pu}$ .)

### DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího práce

**Termín zadání:** 11.2.2013

**Termín odevzdání:** 31.5.2013

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

**Konzultanti bakalářské práce:**

**doc. Ing. Petr Toman, Ph.D.**

*Předseda oborové rady*

## ABSTRAKT

V místech, kde není možné využít konvenční výrobu a distribuci elektrické energie, nastupují autonomní energetické zdroje. Většina autonomních objektů využívá energii slunce, větru a dalších obnovitelných zdrojů energie. Pro speciální aplikace, jako jsou mise do vzdáleného vesmíru nebo obecně do míst, kde není využití běžných zdrojů možné, je využíváno nekonvenční jaderné energie. Vyjímaje napájení speciálních družic a vesmírných zařízení, jsou nekonvenční jaderné zdroje využívány pro autonomní bezobslužné objekty v odlehlých končinách s extrémními přírodními podmínkami nebo pro neobvyklé jaderné pohony pozemních, vodních a vzdušných zařízení. Těmito zařízeními jsou například kardiostimulátory s radioizotopovým pohonem nebo jaderné ponorky, letadlové lodě a další zařízení s jaderným pohonem netradiční koncepce. V této práci je komplexně shrnuta problematika nekonvenčních zdrojů jaderné energie s detailním popisem vybraných částí. Práce se dále zabývá hledáním účinnějšího zařízení pro přeměnu tepelné energie vzniklé přeměnou radioizotopů na energii elektrickou.

**KLÍČOVÁ SLOVA:**  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ , exotermní reakce, jaderný pohon, kardiostimulátor, radioizotopový generátor, RHU, RPS, RTG, Stirlingův motor, termoelektrický článek.

## ABSTRACT

In places where it is not possible to use conventional production and distribution of energy, autonomous sources take over. Most of autonomous sources use solar energy, wind energy and other renewable resources. For applications such as special missions into outer space the usage of conventional sources is not possible. Except for powering special satellites, unconventional nuclear sources are also used in autonomous unmanned objects located in distanced areas with extreme natural conditions. It is also used in unusual propulsions of ground, water and air machine. These vehicles are for example pacemaker powered by radioisotope source, submarines, aircrafts and other vehicles supplied by nuclear reactor of unconventional conception. In this bachelor thesis there are globally summarized questions connected with unconventional sources of nuclear energy with detailed description of chosen parts. This work is concerned with finding more efficient machinery for conversion of heat energy supplied by radioisotope decay to electric energy.

**KEY WORDS:**  $^{238}\text{Pu}$ ;  $^{90}\text{Sr}$ ; exothermic reaction; nuclear propulsion; pacemaker; radioisotope generator; RTG; RPS; RHU; Stirling engine; thermoelectric couple.

## OBSAH

<b>SEZNAM OBRÁZKŮ.....</b>	<b>8</b>
<b>SEZNAM TABULEK .....</b>	<b>9</b>
<b>SEZNAM ZKRATEK.....</b>	<b>10</b>
<b>1 ÚVOD.....</b>	<b>12</b>
<b>2 EXOTERMNÍ JADERNÉ REAKCE A PŘEMĚNY.....</b>	<b>14</b>
<b>2.1 ŠTĚPNÁ JADERNÁ REAKCE .....</b>	<b>15</b>
2.1.1 JADERNÉ REAKTORY .....	16
2.1.2 AKTUÁLNÍ SVĚTOVÁ KONCEPCE JADERNÝCH REAKTORŮ .....	18
<b>2.2 JADERNÁ FÚZE .....</b>	<b>23</b>
2.2.1 MAGNETICKÉ UDRŽENÍ.....	25
2.2.2 INERCIÁLNÍ UDRŽENÍ .....	26
<b>3 NEKONVENČNÍ JADERNÉ ZDROJE .....</b>	<b>28</b>
<b>3.1 JADERNÉ POHONY POZEMNÍCH ZAŘÍZENÍ.....</b>	<b>30</b>
3.1.1 AUTOMOBILY NA JADERNÝ POHON .....	31
3.1.2 BITEVNÍ TANKY NA JADERNÝ POHON .....	32
3.1.3 POHON VESMÍRNÝCH ROBOTŮ .....	32
3.1.4 KARDIOSTIMULÁTORY NA JADERNÝ POHON .....	33
<b>3.2 JADERNÉ POHONY VODNÍCH ZAŘÍZENÍ .....</b>	<b>34</b>
3.2.1 HLADINOVÁ PLAVIDLA .....	34
3.2.2 PONORNÁ PLAVIDLA .....	35
<b>3.3 POHONY VZDUŠNÝCH ZAŘÍZENÍ.....</b>	<b>37</b>
3.3.1 KRÁTKÉ LETY .....	37
3.3.2 DLOUHÉ LETY .....	38
<b>4 PLUTONIOVÝ RPS.....</b>	<b>39</b>
<b>4.1 RADIOIZOTOPOVÉ TERMoeLEKTRICKÉ GENERÁTORY .....</b>	<b>40</b>
4.1.1 PŘEMĚNA TEPELNÉ ENERGIE NA ENERGII ELEKTRICKOU U RPS .....	41
4.1.2 JEDNOTLIVÉ GENERACE RTG V USA .....	43
4.1.3 JEDNOTLIVÉ GENERACE RTG V RUSKU .....	51
<b>4.2 RADIOIZOTOPOVÉ TEPELNÉ JEDNOTKY RHU .....</b>	<b>52</b>
<b>5 STRONCIOVÝ RPS .....</b>	<b>54</b>
<b>5.1 HLAVNÍ ROZDÍLY MEZI RTG S <sup>90</sup>Sr A <sup>238</sup>Pu.....</b>	<b>55</b>
<b>5.2 ZEVRUBNÝ POPIS A VÝPOČET.....</b>	<b>55</b>
<b>6 TEPELNÝ VÝPOČET A SIMULACE.....</b>	<b>57</b>
<b>6.1 TVORBA DOKUMENTACE A CAD MODELU .....</b>	<b>57</b>
<b>6.2 TEPELNÝ VÝPOČET .....</b>	<b>58</b>
6.2.1 VÝPOČET V PROGRAMU ANSYS .....	58
6.2.2 VÝPOČET TEPELNÉHO ZDROJE .....	59
6.2.3 VÝPOČET $\Delta T$ PELETKY .....	59

---

<b>6.3 SIMULACE ASRG</b> .....	<b>60</b>
6.3.1 VÝROBA KONSTRUKCE MODULU .....	60
6.3.2 VÝROBA TOPNÝCH ČLÁNKŮ .....	61
6.3.3 ROZEHRÁTÍ MODULU A SIMULACE PŘEMĚNY STIRLINGOVÝM MOTOREM.....	63
<b>7 ZÁVĚR</b> .....	<b>65</b>
<b>POUŽITÁ LITERATURA</b> .....	<b>67</b>
<b>PŘÍLOHA A – RPS VYSLANÉ DO KOSMU</b> .....	<b>72</b>

## SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obr. 1.1: Světová výroba elektrické energie od roku 1971, data z [4].</i>	12
<i>Obr. 2.1: Schéma štěpení <math>^{235}\text{U}</math> vycházející z rovnice (1.1).</i>	16
<i>Obr. 2.2: Závislost vazebné energie vztážené na jeden nukleon <math>E_b/A</math> na <math>A</math>.</i>	23
<i>Obr. 2.3: Princip slučování deuteria s tritiem.</i>	24
<i>Obr. 2.4: Popis jednotlivých částí tokamaku, přepracováno z [8].</i>	25
<i>Obr. 3.1: Dobový obrázek projektu automobilu na jaderný pohon, převzato z <sup>61</sup>.</i>	31
<i>Obr. 3.2: Plutoniový kardiostimulátor s rentgenovým snímkem po implantaci, převzato z [57].</i>	33
<i>Obr. 3.3: Schéma jaderného pohonu reaktorem PWR, přepracováno z .</i>	36
<i>Obr. 3.4: Schéma pohonu letadla na jaderný pohon, přepracováno z [56]</i>	37
<i>Obr. 4.1: Poměrová intenzita záření vztážená na vzdálenost od Slunce, přepracováno z [42].</i>	39
<i>Obr. 4.2: Přeměna radioizotopu <math>^{238}\text{Pu}</math> s poločasem přeměny 87,7 r .</i>	41
<i>Obr. 4.3: Schéma termoelektrického článku používaného v MMRTG, přepracováno z [49].</i>	42
<i>Obr. 4.4: Schéma poskládání palivového systému v GPHS modulu .</i>	47
<i>Obr. 4.5: Jednotlivé typy GPHS modulů, přepracováno z [36].</i>	47
<i>Obr. 4.6: Porovnání vybraných generací RTG, převzato z [48].</i>	50
<i>Obr. 4.7: Schématický popis MMRTG, přepracováno z .</i>	51
<i>Obr. 4.8: Porovnání klasického LWRHU a MHW s kulovým palivem, přepracováno z [30].</i>	53
<i>Obr. 5.1: Různé typy strojnicových generátorů, přepracováno z [43], [60], [61] a [63].</i>	54
<i>Obr. 5.2: Radioizotopový <math>^{90}\text{Sr}</math> světelný maják, převzato z [43].</i>	54
<i>Obr. 6.1: Rozměry a řez GPHS Step 2 modulu.</i>	57
<i>Obr. 6.2: Výpočet objemu peletky.</i>	58
<i>Obr. 6.3: Jednotlivé technologie výroby topného článku s výsledným produktem.</i>	61
<i>Obr. 6.4: Způsob navití odporového drátu na vysušenou konstrukci.</i>	62
<i>Obr. 6.5: Nanesení izolační vrstvy o tloušťce cca 2 mm.</i>	62
<i>Obr. 6.6: Vysoušení topných článků.</i>	62
<i>Obr. 6.7: Rostoucí teplota a vývin tepla v topném článku.</i>	63
<i>Obr. 6.8: Trovba trhlin při technologii potírání a obalování.</i>	63
<i>Obr. 6.9: Přestup tepla přes modul a Stirlingův motor.</i>	64
<i>Obr. 6.10: Zapojení modulu a instalace Stirlingova motoru.</i>	64



**SEZNAM TABULEK**

<i>Tab. 2-1 Počty aktivních reaktorů, data z [5].</i>	19
<i>Tab. 2-2 Rozdělení GCR, data z [51].</i>	21
<i>Tab. 3-1 Počet jaderných ponorek v provozu v jednotlivých zemích, zdroj [16].</i>	36
<i>Tab. 4-1 Hmotnostní podíl jednotlivých izotopů v peletce pro 3 typy GPHS, hodnoty z [36].</i>	48
<i>Tab. 4-2 Hmotnosti jednotlivých RTG pro dané mise, převzato z [24].</i>	49
<i>Tab. 4-3 Parametry jednotlivých GPHS RTG vyslaných do kosmu, přepracováno z [24].</i>	49
<i>Tab. 5-1 Převzaté a vypočtené hodnoty pro palivo <sup>90</sup>Sr RTG.</i>	56
<i>Tab. 6-1 Vývin tepla v plutoniové peletce modulu GPHS Step 2.</i>	59

**SEZNAM ZKRATEK**

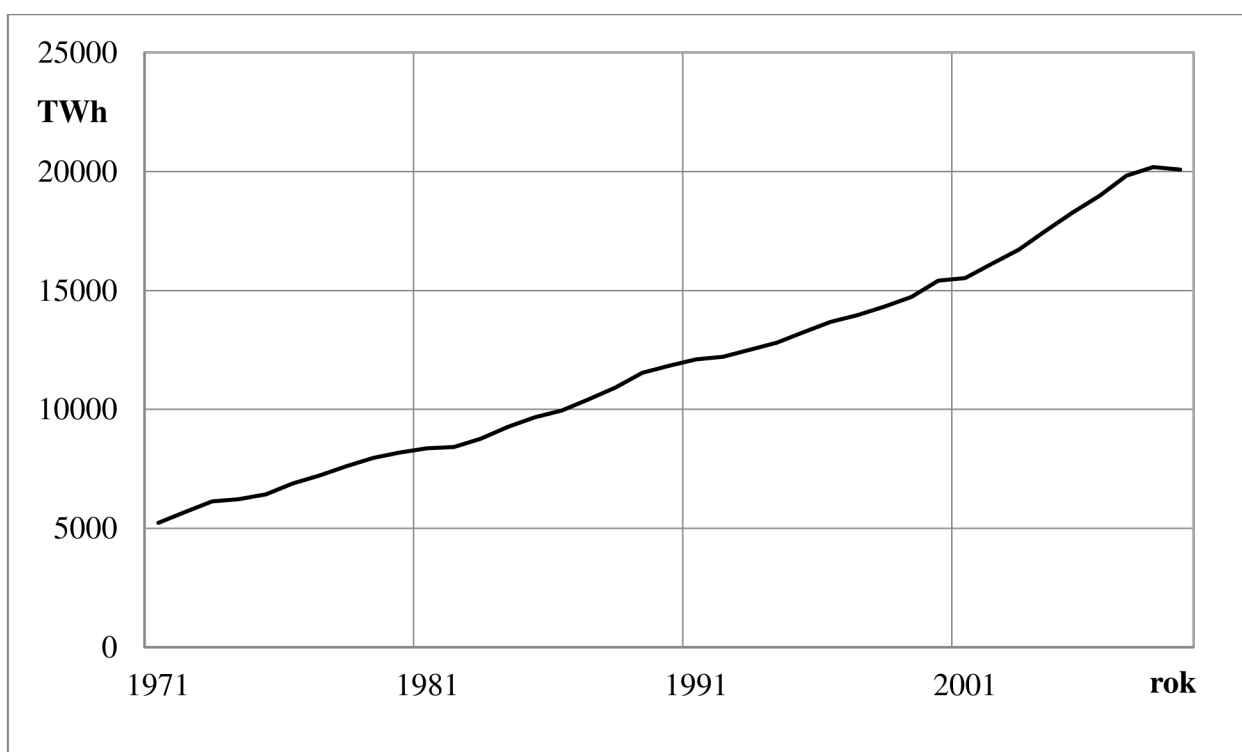
AEC	Atomic Energy Commission (Komise pro jadernou energii)
ALRH	Apollo Lunar Radioisotopic Heater (Radioizotopový tepelný zdroj pro misi Apollo)
ASRG	Advance Stirling Radioisotope Generator (Pokročilý Stirlingův radioizotopový generátor)
BOM	Beginning Of Mission (Začátek mise)
CANDU	CANadian Deuterium Uranium reactor (Těžkovodní reaktor s tlakovými kanály)
CBCF	Carbon Bonded Carbon Fiber (Uhlíková vlákna v karbonové matici)
EC	Electron Capture (Záchyt elektronu)
ELI	Extreme Light Infrastructure (Extrémní světelná infrastruktura)
EOM	End Of Mission (Konec Mise)
ESA	Europe Space Agency (Evropská vesmírná agentura)
FWPF	Fine Weave Pierced Fabric (Speciální grafitový materiál o různé tepelné vodivosti v ose x,y a z )
GLFC	Graphite Lunar Module Fuel Cask (Grafitový soudkový modul paliva)
GPHS	General-Purpose Heat Source (Tepelný modul z FWPF obsahující pouzření a palivo)
HWGCR	Heavy Water moderated, Gas Cooled Reactor (Těžkou vodou moderovaný, plynem chlazený reaktor)
ISPM	International Solar Polar Mission (Mezinárodní mise agentur NASA a ESA spojená s Ulysses)
ITER	International Thermonuclear Experimental Reactor (Mezinárodní termojaderný experimentální reaktor)
LES	Lincoln Experimental Satellites (Experimentální satelit Lincoln)
LPS	Laser Power System (Laserem poháněný systém)
LWRHU	Light Weight Radioisotope Heater Unit (Lehká radioizotopová tepelná jednotka)
MAGNOX	MAGNium Oxid (Oxid hořečnatý)

---

MHW	Multi Hundred Watt (Model radioizotopového generátoru před GPHS)
MMRTG	Multi-Mission Radioisotope Thermoelectric Generator Zdokonalený vícečelový RTG
MSR	Mars Science Laboratory (Vesmírná laboratoř na planetě Mars)
NASA	National Aeronautics and Space Administration (Národní úřad pro letectví a kosmonautiku)
OECD	Organisation for Economic Co-operation and Development (Organizace pro hospodářskou spolupráci a rozvoj)
PG	Pyrolytic Graphite (Speciální grafit o různých vlastnostech v jednotlivých osách)
PMC	Plutonia molybdenum cermet (fuel) (Plutoniové molybdenové cermetové (palivo) )
RBMK	Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj (Kanálový reaktor vysokého výkonu)
RHS-90	Radioisotope Heat Surce 90 (Radioizotopový tepelný zdroj 90)
RHU	Radioisotope Heater Unit (Radioizotopová tepelná jednotka)
RPS	Radioisotope Power System (Radioizotopový energetický systém)
RTG	Radioisotope Thermoelectric Generator (Radioizotopový termoelektrický generátor)
SF	Spontaneous Fission (Spontánní štěpení)
SNAP	System Nuclear Auxiliary Power (Jaderný energetický výpomocný systém)
TAG(S)	Tellurides of Antimony, Germanium (and Silver) (Teluridy antimonu, germania (a stříbra) )
TEC	Thermoelectric Couples (Termoelektrické články)
VVER	Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor (Vodo-vodní energetický reaktor)
USDOE	United States Department of Energy (Ministerstvo energetiky Spojených států amerických)

# 1 ÚVOD

Za posledních 40 let využívání elektrické energie lze pozorovat asi čtyřnásobný nárůst výroby, který je spojen s lepší životní úrovní vyvinutých zemí a hlavně s rozvojem průmyslové výroby za pomoci elektrické energie. Populace vyvinutých zemí se stala závislou na elektrické energii bez schopnosti uvědomit si možnost její absence. Zabezpečení dodávky elektrické energie je problematika sama pro sebe. Na počátku jakékoli dodávky je přeměna z jiné formy energie. V celosvětovém měřítku je asi 80 % vyrobené energie získáno procesem spalování fosilních paliv. Ze zbylých 20 % pokrývá majoritní podíl, asi 14 %, přeměna jaderné energie na elektrickou v tepelných jaderných elektrárnách.



Obr. 1.1: Světová výroba elektrické energie od roku 1971, data z [61].

Jaderná energetika má velkou budoucnost ve většině energetických mixů vyvinutých zemí. V případě pominutí konvenční jaderné energetiky, tedy tepelných jaderných elektráren, existuje ještě druhá skupina – nekonvenční jaderné zdroje. Tyto zdroje pokrývají pouze zlomek procenta vyrobené energie, a proto se jim nevěnuje příliš velká pozornost v podvědomí populace. Nekonvenční jaderné zdroje nejsou významné z pohledu výroby elektrické energie v energetickém mixu, ale jsou důležité pro speciální aplikace.

Co si představit pod pojmem nekonvenční jaderné zdroje? Pro tuto práci bude vycházeno z vytvořené definice, že nekonvenční jaderné zdroje jsou všechny zdroje jaderné energie, vyjímaje tepelných jaderných elektráren klasické koncepce. Patří sem velmi široké spektrum zařízení. Výběrově sem lze řadit zdroje energie vesmírných družic, pohony vesmírných robotů, generátory autonomních objektů pracujících v extrémních podmínkách, radioizotopové kardiostimulátory, ale třeba i pohony velkých plavidel, jako jsou lodě, ponorky, křižníky a další. Boom, někdy nazýván jako jaderná euforie 50. let, zapříčinil snahu jaderných inženýrů zkonstruovat zařízení, které by bylo schopno pohybu bez častého doplňování paliva. V některých případech se jim to podařilo.

---

Cílem bakalářské práce je provést komplexní shrnutí nekonvenčních zdrojů jaderné energie, jelikož tato problematika není veřejnosti dostatečně známa a globálně zpracována. Hlavní důraz bude věnován na problematiku využívání izotopu  $^{238}\text{Pu}$  ve vesmírných aplikacích. Jeho výroba byla velmi nákladná a komplikovaná. Hlavním odběratelem tohoto izotopu byla a stále je NASA, která využívá jeho výhodných vlastností k napájení družic ve speciálních vesmírných misích. V dnešní době hrozí konec dodávek a tím i konec těchto misí, jelikož výroba izotopu  $^{238}\text{Pu}$  byla ukončena. Obnovení výroby je velmi nákladné a Kongres Spojených států amerických je odmítá financovat. Z těchto důvodů se marně hledá nový zdroj energie pro tento druh mise, případně lepší konvertor tepelné energie na elektrickou, který by nahradil doposud využívané termoelektrické články s nízkou účinností. Jednou z možností do budoucna je využití speciálně upraveného Stirlingova motoru, který má asi čtyřnásobně vyšší účinnost oproti TEC. Z tohoto důvodu bude praktická část práce zaměřena na výpočty, vytvoření CAD modelu a reálnou simulaci tohoto zařízení (ASRG), které NASA plánuje využít u budoucích misí.

## 2 EXOTERMNÍ JADERNÉ REAKCE A PŘEMĚNY

Exotermní (exotermické) jaderné reakce lze dělit<sup>1</sup> dle rozdílu vlastností původních a nově přeměněných jader.

- 1) štěpení jader – přeměna jednoho atomového jádra na obvykle dvě atomová jádra při emisí neutronů, přičemž počet nukleonů přeměněného jádra se podstatně liší od počtu nukleonů původního jádra
- 2) jaderná syntéza – dvě jádra se přemění na jedno jádro za emise částice, přičemž původní jádro má menší počet protonů a neutronů než vzniklé jádro
- 3) transmutace – přeměna jednoho atomového jádra na jiné atomové jádro, přičemž počet nukleonů přeměněného atomového jádra se pouze málo liší od počtu nukleonů původního jádra

Pro průmyslové využití jsou vhodné pouze dvě z těchto reakcí, a to štěpení jader a jaderná syntéza (fúze). Při jaderné syntéze izotopů  $^2\text{H}$  a  $^3\text{H}$  lze získat energii  $2,82 \cdot 10^{-12}$  J (17,6 MeV) [1]. Pro komerční využití je zatím zvládnuté pouze štěpení těžkých jader, kde při štěpení  $^{235}\text{U}$  lze získat energii asi  $3,12 \pm 10 \cdot 10^{-11}$  J ( $195 \pm 6$  MeV) [5]. V porovnání s konvenčním spalováním fosilních paliv, je získání energie z jaderné přeměny více jak milionkrát efektivnější<sup>2</sup>.

### Radioaktivita

Radioaktivita je jev, při kterém se jádra přeměňují za doprovodu záření. Jádra, která mají tuto vlastnost, lze označit jako radionuklidy. Radionuklidy lze dělit na přírodní (samovolná radioaktivita) a umělé (vynucená radioaktivita). Přeměna může být uskutečněna několika způsoby. Mezi nejběžnější přeměny patří následující.

1. **Přeměna alfa** – při přeměně alfa se z jádra radionuklidu uvolní jádro hélia  $^4_2\text{He}$ , též nazývané jako alfa částice. Přeměna  $\alpha$  probíhá u většiny přírodních radionuklidů a její energie se pohybuje mezi 4 až 9 MeV. Při přeměně se mění hmotnost i atomové číslo. Záření lze velmi snadno odstínit velmi tenkou vrstvou lehkého materiálu (papír). Ve vzduchu je dolet částic pouze několik centimetrů.
2. **Přeměna beta** – při přeměně beta se mění pouze protonové číslo, počet nukleonů se při přeměně nemění. Přeměnu beta dělíme dále na  $\beta^-$ , kde je přeměna doprovázena emisí elektronu a antineutrína, a  $\beta^+$ , kde je přeměna doprovázena emisí pozitronu a neutrína. Vyzáření energie se u obou typů přeměn pohybuje maximálně v jednotkách MeV. Záření lze odstínit tenkou vrstvou lehkého materiálu (hustší a silnější materiál než u záření alfa, například plexisklo nebo hliník).
3. **Přeměna gama** – nemá vliv na změnu hmotnostního ani atomového čísla. Záření gama je doprovodným zářením k přeměně  $\alpha$  a  $\beta$ . Po těchto druhích přeměny vzniknou jádra v excitovaném stavu a jejich energie po přechodu do nižšího excitovaného nebo základního stavu se vyzáří emisí fotonu. Záření lze

<sup>1</sup> Definice rozdělení ze zdroje [5].

<sup>2</sup> Zisky energií z jednotlivých druhů přeměn uvedeny v [5], s. 9.

charakteristicky popsat jako elektromagnetické s velmi krátkou vlnovou délkou ( $\lambda = 10^{-11} - 10^{-13} \text{ m}$ ). Záření lze stínit silnou vrstvou těžkého materiálu (olovo, beton).

**Vnitřní konverze** -  $\gamma$  částice (foton) „vyzářen“ při deexcitaci jádra se může srazit s elektronem v obalu. Tento elektron, tzv. konverzní elektron, přebere veškerou energii a emituje společně s charakteristickým zářením X. Jádro se přemění na nižší excitovaný stav.

4. **Zachycení elektronu jádrem** – jedná se o jedinou radioaktivní přeměnu, na které se podílí i elektronový obal. Jádro zachytí elektron zpravidla z nejnižšího orbitalu, ovšem výjimečně může dojít k zachycení z vyššího orbitalu. Zachycením elektronu protonem vznikne neutron a neutrino. Elektron z nižšího orbitalu se pak přesune na uvolněné místo a vyzáří se energie formou rentgenového záření.
5. **Zpožděná neutronová emise** – emise neutronu následuje po přeměně  $\beta^-$ . Jádro s velkým přebytkem neutronů se  $\beta^-$  přeměnou s dlouhým poločasem přeměny přemění a následně emituje neutron. Jedná se o zdroj tzv. zpožděných neutronů, které se využívají k regulaci řetězové reakce v jaderných reaktorech.
6. **Spontální štěpení** – těžké jádro se rozdělí na dva odštěpky a zpravidla 2-3 neutrony. Jedná se o stejný proces jako jaderné štěpení, ovšem s tím rozdílem, že není zapotřebí dodání energie. Tento druh přeměny se vyskytuje u těžkých jader s velkým počtem neutronů, tedy převážně u aktinoidů. Této přeměny lze využít při spouštění jaderného reaktoru (řetězové reakce). Pro tento účel lze využít radioizotop  $^{252}\text{Cf}$ , který se z 3,092 % přemění SF s  $T_{1/2} = 2,645 \pm 8$  roků<sup>3</sup>.

## 2.1 Štěpná jaderná reakce

Štěpení těžkých atomových jader na lehčí jádra je jednou z možností, jak uvolnit jadernou energii. V současné době je štěpení jediným průmyslově zvládnutým způsobem. Součet hmotností emitovaných částic a odštěpků (lehčích jader) je menší než hmotnost původního jádra. Rozdíl této hmotnosti  $\Delta m$  se při procesu štěpení přemění na energii. Einsteinovým vztahem  $E = \Delta m \cdot c^2$  lze tuto uvolněnou ekvivalentní energii vyjádřit.

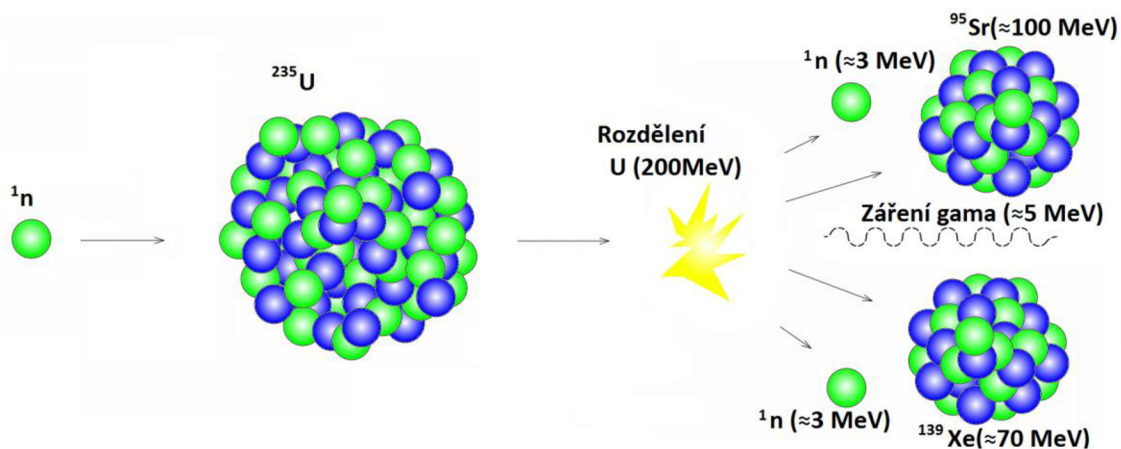
Jaderné štěpení je uskutečněno srážkou nalétající částice, obvykle neutronu, s jádrem těžkého izotopu. Těžké jádro je rozštěpeno na několik menších úlomků při emisi neutronů. Samotné štěpení je statistický děj. Z toho důvodu nelze dopředu určit, na jaké fragmenty se daný izotop rozštěpí. Pravděpodobnost štěpení je z velké míry závislá na kinetické energii nalétajícího neutronu a na typu jádra. Pro izotop  $^{235}\text{U}$  je největší pravděpodobnost, že se rozštěpí na 2 odštěpky za emise 2-3 neutronů. Skutečný zisk energie z jednoho štěpení lze spočítat průměrem z více jak 40 možností rozštěpení jádra. Tato průměrná energie ze štěpení  $^{235}\text{U}$  je 195 až 200 MeV [5]. Jednu z možností rozštěpení tohoto jádra lze vidět na následující rovnici



kde jsou dva odštěpky doprovázeny 3 neutrony. Štěpení dle této rovnice je schematicky znázorněno v Obr. 2.1. Tyto neutrony vyletí s velkou rychlostí (velkou kinetickou energií) a proto

<sup>3</sup> Data k izotopu  $^{252}\text{Cf}$  převzata z [22].

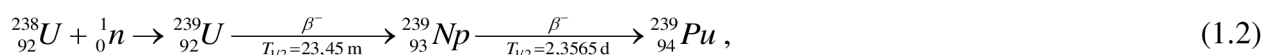
je pravděpodobnost jejich dalšího štěpení v reaktorech využívající pomalé neutrony velmi nízká. Tyto neutrony se s velkou pravděpodobností pružně, resp. nepružně odrazí a pokračují dál se stejnou, resp. sníženou kinetickou energií.



Obr. 2.1: Schéma<sup>4</sup> štěpení  $^{235}\text{U}$  vycházející z rovnice (1.1).

Tyto rychlé neutrony je třeba zpomalit<sup>5</sup>. Ke zpomalení se v jaderných reaktorech používá tzv. moderátor. Moderátory jsou látky, které rychlé neutrony emitované při štěpení (asi 2 MeV) zpomalují s malými ztrátami na pomalé, tzv. tepelné neutrony (asi 0,025 eV). Čím lehčí je jádro moderátoru, tím větší část energie neutron ztratí rozptylem. V jaderných reaktorech je požadováno zpomalení rychlých neutronů na co nejkratší dráze. Z toho důvodu je vhodné využít jako moderátor látku s nízkým nukleonovým číslem.

Rychlých neutronů se užívá v rychlých, tzv. množivých reaktorech. Izotop  $^{238}\text{U}$  v těchto reaktorech s velkou pravděpodobností zachytí rychlý neutron a vznikne radioizotop  $^{239}\text{U}$ , který se dvěma  $\beta^-$  přeměnami přemění na  $^{239}\text{Pu}$ . Tento proces je popsán následující rovnicí



kde jsou uvedeny poločasy i druhy přeměny<sup>6</sup>. Tímto způsobem lze pro reaktory využívající pomalé neutrony získat poměrně lehce štěpitelný izotop  $^{239}\text{Pu}$  z těžko štěpitelného izotopu  $^{238}\text{U}$ .

### 2.1.1 Jaderné reaktory

Jaderný reaktor je poměrně složité a konstrukčně náročné zařízení na provozování řízené štěpné řetězové reakce s postupným uvolňováním energie.

Na výrobě elektrické energie se ve světě aktivně podílí celkem 437 jaderných reaktorů<sup>10</sup> s instalovaným výkonem 373 209 MW<sub>e</sub> [27]. Z těchto reaktorů je I. Generace zastoupena počtem pouze v řádu jednotek. Ze III. Generace jsou zatím v provozu pouze 4 reaktory, všechny na území Japonska (Kashiwazaki kariwa - 6 a 7, Hamaoka - 5 a Shika - 2) [27]. Podíl jednotlivých typů aktivních jaderných reaktorů je uveden v Tab. 2-1.

<sup>4</sup> Obrázek vytvořen v programech DraftSight, verze V1R3.1 a webovém foto editoru Pixlr dostupného z: [ <http://pixlr.com/editor/> ], velikosti energií odštěpků převzaty z [5], s. 24, Tab. 23-1.

<sup>5</sup> Odstavec vychází ze zdroje [5].

<sup>6</sup> Přeměny jednotlivých radioizotopů z [22].



### 2.1.1.1 Jaderné reaktory I. Generace

Do I. Generace<sup>7</sup> jaderných reaktorů se řadí prototypy a energetické reaktory, které spustily éru celé světové jaderné energetiky. Z časového pohledu jsou to reaktory spuštěné od první poloviny 50. let do konce 60. let. První reaktory sloužily k seznamování se s chováním reaktorů v běžném i nestandardním provozu. V I. Generaci byly reaktory chlazeny tlakovou vodou, plynem, tekutým olovem, nebo sodíkem a jako moderátor byl použit grafit případně lehká nebo těžká voda. Palivem byl převážně obohacený uran, v případě reaktorů Candu a Magnox přírodní uran. Vzhledem k nedostatečně striktnímu rozdělení I. a II. Generace je velmi složité určit počet jaderných reaktorů I. Generace. V případě nepřesného rozdělení dle času, lze uvažovat spuštěné reaktory do roku 1969 za reaktory I. Generace. V tomto případě by I. Generace obsahovala 84 reaktorů, z nichž jsou v provozu pouze 2 (Tarapur 1, 2 - Indie). Dle rozdělení World nuclear association [64] je dnes v provozu pouze jeden reaktor I. Generace, a to Wylfa 1 ve Spojeném království<sup>8</sup>. U reaktorů typu VVER se do I. Generace dle oficiální prezentace [41] řadí modely 179, 230 a 290, které jsou v počtu 5 reaktorů stále v provozu<sup>9</sup>.

### 2.1.1.2 Jaderné reaktory II. Generace

Reaktory II. Generace navázaly na úspěchy reaktorů I. Generace. Reaktory se vyznačují hlavně zvýšenou bezpečností a převážně vyšším výkonem (do 1000 MW<sub>e</sub>). Při návrhu těchto reaktorů se vycházelo ze znalostí získaných provozem I. Generace. První reaktory II. Generace byly spuštěny na přelomu 60. a 70. let a jejich výstavba stále probíhá<sup>10</sup>. Samozřejmostí je velký posun z hlediska technologií a bezpečnosti, od prvních spuštěných reaktorů k těm dnešním. Těchto reaktorů je v provozu<sup>10</sup> asi 430 v celkem 30 zemích světa. Životnost elektráren je 30-40 let s ekonomikou provozu 70-80 % a účinností cca 30 %. V roce 2011 bylo ve výstavbě 36 reaktorů této generace<sup>11</sup>.

### 2.1.1.3 Jaderné reaktory III. Generace

Na začátku roku 1996 byl připojen na síť první reaktor III. Generace Kashiwazaki kariwa-6 v Japonsku. Na konci téhož roku byl připojen 7. blok téže elektrárny. V roce 2004 tyto dva reaktory doplnil reaktor Hamakoa-5, a posledním doposud<sup>10</sup> na síť připojeným reaktorem III. Generace je Shika-2, který byl připojen roku 2005. Všechny tyto reaktory jsou typu ABWR.

III. Generace se od předchozí generace liší především zvýšením bezpečnosti, robustnější, ale jednodušší konstrukcí, delší životností a především standardizovanými typy, čímž se docílí rychlejšího schvalovacího řízení a výstavby. Snížením počtu komponentů se zároveň zvyšuje spolehlivost a snižuje zastavěná plocha. Životnost elektrárny se zvýšila na 60 let s ekonomikou provozu až 95 % a účinností asi 39 %<sup>12</sup>. Další dominantou je zvýšení vyhoření paliva až na 60-70 MWd·kg<sup>-1</sup>, oproti předchozím 30-40 MWd·kg<sup>-1</sup>, což umožní prodloužit palivovou kampaň z 12 měsíců na 18-24 měsíců<sup>12</sup>. Elektrárny s reaktory III. Generace by měly být odolnější

<sup>7</sup> Při popisu a rozdělení jaderných reaktorů bylo vycházeno ze zdroje [2].

<sup>8</sup> Spojené království Velké Británie a Severního Irska (UK).

<sup>9</sup> Z důvodu nekompetence určit přesný počet reaktorů v provozu bude v této práci užíváno spojení „v řádu jednotek reaktorů“.

<sup>10</sup> Vztážno k datu 1.5.2013.

<sup>11</sup> Počet reaktorů ve výstavbě vychází z tabulky „Table 1“ ze s. 5 [2].

<sup>12</sup> Informace z habilitační přednášky Ing. Radka Škody, Ph.D.: *Jaderné reaktory II. III. a IV. generace*, VUT v Brně, 16.4.2013.

vůči lidskému selhání, protože obsahují bezpečnostní prvky, jejichž princip vychází z poučení se z dosavadních jaderných havárií. Mají zpravidla robustnější kontejnment, který je navrhován na odolání pádu letadla. Teroristická hrozba se v možnosti havárie jaderné elektrárny začala uvažovat až po teroristickém útoku NY 9/11<sup>12</sup>.

### III+ Generace

Tato generace je úzce spojena s III. Generací. Jediný rozdíl je ve zvýšení pasivní bezpečnosti. Reaktory této generace jsou uzpůsobeny k tomu, aby se v případě nestandardní situace zvládly dostat do bezpečného stavu bez použití aktivních systémů. Žádný reaktor z této generace zatím není v provozu, ale na konci roku 2013 by měl být připojen na síť čínský reaktor Sanmen 1 od firmy Westinghouse. Reaktor je typu PWR, projektového modelu AP-1000. Právě tento reaktor se společně s projektem MIR.1200 rusko-českého konsorcia uchází o tendr dostavění 2 bloků Temelín 3 a 4<sup>10</sup>.

#### 2.1.1.4 Jaderné reaktory IV. Generace

Realizace této generace je předběžně optimisticky plánovaná mezi roky 2040-50. V roce 2000 bylo sestaveno Mezinárodní fórum<sup>13</sup> pro generaci IV, které roku 2002 představilo 6 typů reaktorů<sup>14</sup>, které se z dnešního pohledu zdají být perspektivní pro budoucí jadernou energetiku a průmysl. Jednotlivé země se rozhodly pro vlastní výzkum jednotlivých reaktorů.

- Reaktory s velmi vysokou teplotou (VHTR)
- Reaktory využívající vodu v superkritické fázi (SCWR)
- Reaktory používající roztavené soli (MSR)
- Rychlé reaktory chlazené plynem (GFR)
- Rychlé reaktory chlazené sodíkem (SFR)
- Rychlé reaktory chlazené olovem (LFR)

Česká republika, konkrétně ÚJV Řež, provádí výzkum v oblasti reaktorů SCWR a VHTR. Výzkum reaktorů VHTR je uskutečněn ve většině zemí tohoto fóra z důvodu vize využití vysoké teploty v průmyslu. Ačkoli Indie v budoucnosti počítá s velkým podílem jaderné energetiky v jejím energetickém mixu, není členem tohoto fóra, jelikož se zabývá vlastním výzkumem reaktorů využívajících thoriový cyklus<sup>15</sup>.

#### 2.1.2 Aktuální světová koncepce jaderných reaktorů

Jadernou energetiku v dnešní době využívá 30 zemí světa<sup>16</sup>. Reaktory lze dělit z několika možných hledisek. Nejvíce užívané dělení je podle principu činnosti, dle zkratk užívaných v publikacích Mezinárodní agentury pro atomovou energii viz Tab. 2-1.

<sup>13</sup> Členy tohoto fóra jsou Spojené státy, Argentina, Brazílie, Kanada, Francie, Japonsko, Jižní Korea, Jižní Afrika, Švýcarsko, Rusko, Čína, Velká Británie a kolektivním členem zároveň i celá Evropská unie.

<sup>14</sup> Odstavec vychází z informací z webové stránky organizace <http://www.gen-4.org/index.html>.

<sup>15</sup> Indie má malé zásoby uranu, ale velké naleziště thoria. Informace z článku dostupného z: [<http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/transmutace/indiejadro.htm>].

<sup>16</sup> Údaje v této kapitole vychází ze skript [5] a zápisků z přednášek předmětu BJEZ (2012/13, VUT v Brně).

Tab. 2-1 Počty aktivních reaktorů<sup>17</sup>, data z [27].

Typ reaktoru	Popis zkratky	Počet reaktorů	Instalovaný výkon [MW]	Výkon [%]
<b>BWR</b>	Lehkovodní varný reaktor (Boiling Light-Water-Cooled and Moderated Reactor)	84	78 079	20,98
<b>FBR</b>	Rychlý množivý reaktor (Fast Breeder Reactor)	2	580	0,16
<b>GCR</b>	Plynem chlazený, grafitem moderovaný reaktor (Gas-Cooled, Graphite-Moderated Reactor)	15	8 040	2,16
<b>LWGR (RBMK)</b>	Vodou chlazený, grafitem moderovaný reaktor (Light-Water-Cooled, Graphite-Moderated Reactor)	15	10 219	2,75
<b>PHWR</b>	Tlakovou těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor (Pressurized Heavy-Water-Moderated and Cooled Reactor)	48	23 961	6,44
<b>PWR (VVER)</b>	Tlakovou vodou chlazený a moderovaný reaktor (Pressurized Light-Water-Moderated and Cooled Reactor)	273	252 330	67,51
<b>Celkem</b>		<b>437</b>	<b>373 209</b>	

### Jaderný reaktor typu PWR (VVER)

Tlakovodní lehkou vodou chlazený i moderovaný reaktor je nejrozšířenějším typem jaderných reaktorů v provozu. Tlakovodní reaktor je provozován jako dvouokruhový, pára vedena na turbínu vzniká v parogenerátorech, které oddělují primární okruh od sekundárního. Tyto reaktory můžeme dělit do dvou koncepcí, jelikož se o jejich rozvoj zajímalo jak USA, tak i Rusko. Obě tyto země vyvinuly vlastní typ reaktoru.

**Západní koncepce** (PWR) má dno reaktorové nádoby svařované ze dvou částí a parogenerátory uložené vertikálně. Palivový článek je tvořen válcovými palivovými tyčemi, které jsou uloženy ve čtvercové mříži. Palivový článek má tedy čtvercový průřez. Počet tyčí v palivovém článku se liší dle jednotlivých modelů. V palivovém článku jsou také vodící trubičky, které umožňují pohyb klastrové regulaci (absorpční tyče).

**Východní koncepce** (VVER) má dno reaktorové nádoby vykované z jednoho kusu a parogenerátory umístěny horizontálně. Palivové články mají šestiboký tvar, přičemž palivové tyče jsou umístěny v trojúhelníkové mříži. VVER-440 má uzavírací armatury na chladicích smyčkách a užívá tandemovou regulaci. VVER-1000 využívá stejně jako PWR regulaci klastrovou a nemá uzavíratelnou armaturu. Palivo má obohacení 3,1 % až 4,4 %. V aktivní zóně o průměru 3 m s výškou 3,5 m se ohřívá voda na 324 °C při tlaku 15,7 MPa.

<sup>17</sup> Data jsou vztažena k datu 1.5.2013.

### Jaderný reaktor typu BWR

Druhým nejrozšířenějším reaktorem je varný reaktor BWR. U tohoto typu reaktoru chlazeného a moderovaného lehkou vodou je výroba páry uskutečněna přímo v aktivní zóně. Jedná se proto o jednookruhové uspořádání. Palivem je mírně obohacený uran na 2,1 % až 2,6 % ve formě oxidu uraničitého. V horní části reaktoru jsou odlučovačky a sušičky páry, které zbaví páru kapiček vody. Jelikož je tedy horní prostor reaktoru zaplněn, regulační tyče jsou do reaktoru zavedeny spodem. Rozměry aktivní zóny jsou 4,5 m v průměru s výškou 3,7 m, tlakem vody 7 MPa a teplotou výstupní páry 286 °C.

### Jaderný reaktor typu PHWR

PHWR je v pořadí třetím nejpoužívanějším reaktorem. Jedná se o typ tlakového těžkovodního reaktoru (chlazený a moderovaný těžkou vodou). V aktivní zóně tedy nedochází k varu vody. Vývoj tohoto typu byl veden dvěma směry, reaktory s tlakovou nádobou a reaktory s tlakovými kanály. Reaktor s tlakovou nádobou nepatří mezi perspektivní, jelikož růst výkonu je úměrný velikosti tlakové nádoby<sup>18</sup>. Hlavní snahu ve vývoji a výrobě typu s tlakovými kanály projevila Kanada, která usilovala o nezávislost na obohacovacích závodech, z důvodu velkých zásob uranu na svém území. Výsledkem této snahy je jediný reaktor s horizontálním uspořádáním aktivní zóny CANDU. Reaktor používá jako palivo přírodní uran v kovové formě. Reaktor se vyznačuje schopností výměny paliva z obou stran za provozu. Pro typický reaktor 600 MW<sub>e</sub> je velikost 7 m v průměru s výškou 5,9 m. Tlak těžké vody je 9,3 MPa s teplotou na výstupu z reaktoru 305 °C.

### Jaderný reaktor typu LWGR (RBMK)

Jaderný reaktor LWGR, někdy také označován jako RBMK<sup>19</sup> (užíváno hlavně v Rusku a zemích tehdejšího SSSR), je grafitem moderovaným a obyčejnou vroucí vodou chlazeným reaktorem s tlakovými kanály. Reaktor RBMK-1000 využívá jako palivo obohacený <sup>235</sup>U na 1,8 % ve formě oxidu uraničitého. Průměr aktivní zóny je 11,8 m s výškou 7 m, přičemž aktivní zóna obsahuje 1693 kanálů. Tlak syté páry je 6,9 MPa a teplota parovodní směsi na výstupu z reaktoru je 284 °C. U těchto reaktorů je problém s kladným dutinovým součinitelem radioaktivity<sup>20</sup>. Tato skutečnost byla důvodem těžké havárie v Černobylu.

### Jaderný reaktor typu GCR

Plynem chlazené, grafitem moderované reaktory lze rozdělit dle teploty na nízkoteplotní, kde je výstupní teplota chladicího plynu nižší než 500 °C, a vysokoteplotní. Porovnání jednotlivých generací GCR viz Tab. 2-2. Zástupci nízkoteplotních reaktorů jsou reaktory typu **Magnox**<sup>21</sup> a **HWGCR**. Oba reaktory využívají jako palivo přírodní uran. Dle řazení World nuclear association je právě typ reaktoru Magnox jako jediný v provozu z I. Generace (Wylfa 1). HWGCR je těžkou vodou moderovaný, plynem chlazený reaktor, který byl instalován v první

---

<sup>18</sup> Velikost nádoby by pro velké výkony byla neslučitelná s dopravou na místo stavby a žádala by si přechod na betonovou technologii. Z tohoto důvodu se vývoj zastavil a výrobci se soustředili na výrobu reaktoru s tlakovými kanály.

<sup>19</sup> Tento reaktor byl účastníkem doposud největší jaderné havárie v Černobylu roku 1986. Od tohoto roku reaktory tohoto typu přestaly rozvíjet. V dnešní době je v provozu<sup>17</sup> ještě 15 reaktorů tohoto typu (11 RBMK-1000 a 4 EGP-6 [27]), všechny na území Ruska.

<sup>20</sup> Při zvyšující se teplotě roste multiplikační koeficient a tím se potažmo zvyšuje výkon tepla (u reaktorů typu PWR je chování reaktoru při zvyšování teploty opačné).

<sup>21</sup> Název vznikl z materiálu, kterým jsou pokryty palivové články (oxid hořčíku, tj. magnium oxid).

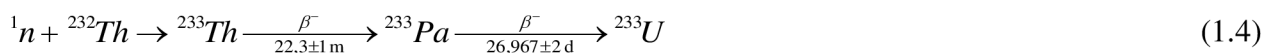
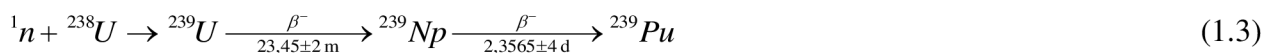
Československé jaderné elektrárně A1<sup>22</sup> v Jaslovských Bohunicích. Zdokonalený plynem chlazený reaktor **AGR** dosahuje účinnosti až 41,8 % (Dungeness B) díky zvýšení vstupních parametrů. Důsledkem toho je nutnost využívat obohacené palivo. Poslední typ reaktorů GCR je **HTGR**, tedy Vysokoteplotní plynem chlazený reaktor. Vzhledem k vysokým teplotám (až 950 °C a více) nelze reaktor chladit CO<sub>2</sub>, jelikož je v těchto podmínkách nestabilní. Jako chladivo se užívá stabilnější helium s výbornými tepelně fyzikálními vlastnostmi, avšak vysokou cenou. Tento typ se oproti předchozím vyznačuje vysokým obohacením paliva. Z důvodu vysokých teplot lze reaktor využít i v průmyslu jako zdroj vysokopotenciálního tepla.

Tab. 2-2 Rozdělení GCR, data z [5].

Typ reaktoru <sup>23</sup>	Obohacení paliva <sup>235</sup> U [%]	Chladivo	Moderátor	Rozměry AZ délka x výška [m]	Tlak plynu na výstupu [MPa]	Teplota plynu na výstupu z reaktoru [°C]
<b>Magnox</b>	0,7	CO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	14x8	2,75	400
<b>AGR</b>	2,3	CO <sub>2</sub>	H <sub>2</sub> O	9,1x8,5	5,5	650
<b>HTGR</b>	93,0	He	H <sub>2</sub> O	5,6x9	4,0	750
<b>HWGCR</b>	0,7	CO <sub>2</sub>	D <sub>2</sub> O	4,95x20,1	5,4	426

### Jaderný reaktor typu FBR

Rychlé reaktory FBR mají velmi dlouhou historii, ale pouze 2 zástupce v současně provozovaných jaderných reaktorech (BN-600 v Rusku a BN-20 v Číně). Reaktor během svého provozu vyprodukuje více paliva, než sám zvládne spálit, proto se nazývá množivý. Na štěpné řetězové reakci se podílí rychlé (nezpomalené) neutrony, proto reaktor nemá moderátor. Chladivem již nemůže být voda, jelikož by plnila nechtěnou funkci moderátoru. Z toho důvodu se užívá jako chladivo tekutý sodík, olovo nebo případně směs olova a bismutu<sup>24</sup>. V dnešní době jsou průmyslově vyvinuty pouze rychlé množivé reaktory chlazené tekutým sodíkem LMFBR (Liquid-metal-cooled, fast breeder reactor). V reaktorech tohoto typu se využívá středně až vysoce obohacené palivo <sup>235</sup>U nebo <sup>239</sup>Pu (17 % až 90 %). Nejrozšířenější formou paliva jsou tabletky obohaceného UO<sub>2</sub> obaleny tenkou vrstvou nerezové oceli. Palivové články mají šestiboký průřez a jednotlivé palivové tyče jsou umístěny v trojúhelníkové mříži. Reaktor může díky rychlým neutronům rozštěpit v pomalých reaktorech neštěpitelné izotopy, jako je <sup>238</sup>U, nebo <sup>232</sup>Th na štěpitelné izotopy <sup>239</sup>Pu a <sup>233</sup>U, jak lze vidět v následujících rovnicích. Pro množivou reakci je výhodnější využít <sup>239</sup>Pu, jelikož se při štěpení uvolní průměrně 3,05 neutronů oproti 2,5 u <sup>235</sup>U).



<sup>22</sup> Reaktor KS 150.

<sup>23</sup> Typy reaktorů v tabulce: Magnox=600 MW<sub>e</sub>, AGR=600 MW<sub>e</sub>, HTGR=300 MW<sub>e</sub>, HWGCR=KS 150 MW<sub>e</sub>.

<sup>24</sup> Na využití směsi PbBi provádí rozsáhlý výzkum Rusko, které má s těmito reaktory letité zkušenosti z reaktorů využívaných na ponorkách. Do zkušeností s rychlými reaktory lze zařadit i několikaletý provoz demonstračního reaktoru BN-350, který sloužil k odsolování mořské vody (přednáška prof. G. I. Tošinského: „Zkušenosti s provozem reaktorů chlazených směsí olova a bismutu na jaderných ponorkách a možnosti jejich použití v civilní jaderné energetice“, VUT v Brně, 26.3.2013).

Do roku 1998 byl ve Francii v provozu poměrně velký (výkon 1200 MW<sub>e</sub>) reaktor Super-Phenix, jehož provoz byl ukončen z důvodu nekonkurenceschopnosti.

### 2.1.2.1 Jaderné palivo

Jako palivo pro jaderné elektrárny se v dnešní době používá téměř výhradně izotop <sup>235</sup>U. Využívá se přírodního uranu, nebo mírně, středně či vysoce obohaceného izotopu <sup>235</sup>U ve formě oxidu uraničitého (v případě přírodního uranu pak v kovové formě). Uran je kov, radioaktivní chemický prvek, patřící do skupiny aktinoidů. V přírodě se vyskytuje ve velmi nízkých koncentracích v některých rudách. Konkrétně se vyskytují izotopy <sup>238</sup>U (99,280 %), <sup>235</sup>U (0,714 %) a <sup>234</sup>U (0,006 %) [5]. Výskyt jednotlivých izotopů je přímo spjat s poločasem přeměny izotopu a stáří země. V případě izotopu <sup>234</sup>U, který má poločas přeměny asi o čtyři řády nižší než izotop <sup>238</sup>U, se nejedná o výskyt z důvodu dlouhého poločasu přeměny. Izotop <sup>234</sup>U je totiž součástí uranové radioaktivní řady, a proto se v přírodě v malém množství vyskytuje. Tato přeměna je zaznamenána v rovnici (1.5), poločasy přeměny převzaty z [22].



Ve většině jaderných reaktorů se tedy využívá obohacený uran. Ten je získáván v obohacovacích závodech<sup>25</sup>. Obohacení lze provádět různými způsoby<sup>26</sup>:

- Elektromagnetická separace – historicky první a energeticky nejnáročnější způsob obohacování
- Difúze – méně energicky náročné oproti separaci
- Centrifugace – v dnešní době nejpoužívanější a nejekonomičtější způsob obohacení
- Ionizace laserem - ve výzkumu<sup>27</sup>

Počet reaktorů využívajících jako palivo obohacený uran pokrývá asi 89 %<sup>28</sup> z celkového počtu reaktorů v provozu. Finanční náklad na obohacení paliva tvoří asi 40 % z celkové ceny paliva<sup>29</sup>. Cena paliva se podílí asi z 28 % na ceně za vyrobenou kWh<sup>30</sup>. Z toho důvodu je ekonomičnost obohacování velmi důležitá a změna ceny za obohacení paliva se může projevit v konečné ceně za vyrobenou kWh.

<sup>25</sup> Obohacovacími závody disponuje USA, Rusko, Francie, Velká Británie, Čína. S velkou pravděpodobností také Indie, Pákistán, Izrael, JAR a KLR [ [www.world-nuclear.org/info/inf12.html](http://www.world-nuclear.org/info/inf12.html) ].

<sup>26</sup> Rozdělení způsobu obohacování převzat z: *Výroba jaderné energie* [online]. [cit. 2012-11-02]. Dostupné z: <http://www.jaderna-energie.cz/>.

<sup>27</sup> Ionizace laserem je velmi slibná metoda obohacení a celý proces obohacení by několikanásobně zlevnila. Problém nastává s jadernou bezpečností, jelikož v případě vyvinutí této technologie bude mnohem náročnější odhalit případný obohacovací závod sloužící k teroristickým účelům, nebo obecně k účelu šíření jaderných zbraní [ [http://www.world-nuclear-news.org/NN-Laser\\_enrichment\\_one\\_step\\_closer\\_as\\_license\\_issued.html](http://www.world-nuclear-news.org/NN-Laser_enrichment_one_step_closer_as_license_issued.html) ].

<sup>28</sup> Určeno ze zdroje [27], 48 reaktorů PHWR + 1 reaktor MAGNOX z celkového počtu 436 reaktorů.

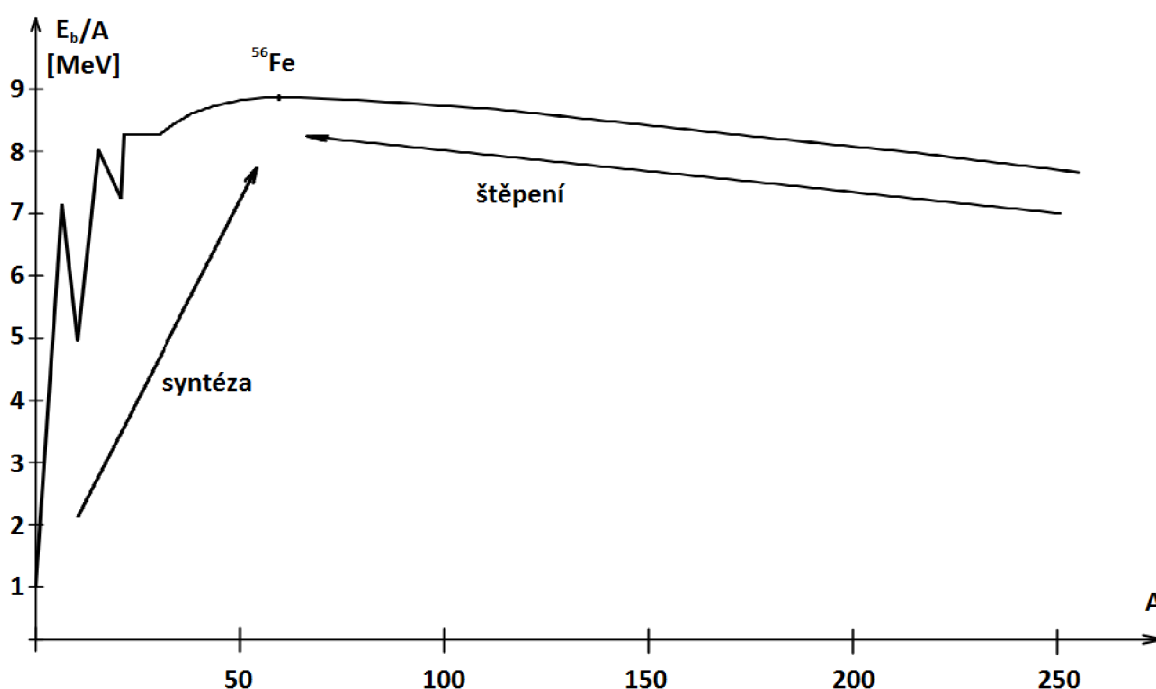
<sup>29</sup> Vztaženo pro elektrárnu Temelín, procentuální podíl vypočten z [32], s. 41, Tab. 8-1.

<sup>30</sup> Studie NEI, převzato z blogu Ing. Radka Škody, Ph.D. dostupné z: [ [http://skoda.blog.ihned.cz/?p=06b100\\_d&article\[id\]=59346840](http://skoda.blog.ihned.cz/?p=06b100_d&article[id]=59346840) ].

## 2.2 Jaderná fúze

Druhou možností jak uvolnit jadernou vazebnou energii je slučování lehčích jader na jádra těžší. Jaderná fúze (syntéza) může být uskutečněna s lehčími jádry, než jsou jádra izotopu  $^{56}\text{Fe}$ . Jak lze vidět na Obr. 2.2, právě tento izotop železa má v absolutní hodnotě maximální vazebnou energii na jeden nukleon. První získávání energie slučováním jader, resp. první pokus s termojadernou fúzí byl proveden 1.11.1952 (projekt „Mike“), výbuch první vodíkové pumy<sup>31</sup>.

Na vývoj štěpných reaktorů měl příznivý vliv zájem armády. Nemluvě o vývoji jaderných bomb na principu štěpení  $^{235}\text{U}$  a  $^{239}\text{Pu}$ , měla armáda zájem o zdroj energie pro ponorky, lodě a další zařízení. Pro slučování jader ovšem armáda nenašla potřebné využití krom jaderných zbraní na principu nekontrolovaného slučování. To je jedním z důvodů proč se komerční zařízení na výrobu energie jadernou syntézou zatím nepodařilo vyvinout.



Obr. 2.2: Závislost vazebné energie<sup>32</sup> vztahované na jeden nukleon  $E_b/A$  na  $A$ .

Z energetického hlediska se jako perspektivní jeví termonukleární fúze i přes velké a obsáhlé problémy, které se budou muset nejdříve vyřešit. Druhou možností jaderné syntézy je studená fúze, která nemá s dnešními znalostmi praktické využití. Kdyby se podařilo ovládnout jadernou fúzi, lidstvo by získalo dlouhodobě nevyčerpatelný zdroj energie. Tím by se snížila závislost ekonomického růstu na energetických možnostech. Skutečné důsledky ovládnutí jaderné fúze by byly dalekosáhlé a ovlivnily by téměř všechna průmyslová odvětví.

Prvotní myšlenky o jaderné fúzi jsou spojeny s našimi hvězdami, kde se energie generuje právě touto cestou<sup>33</sup>. Naši nejbližší, tedy pro nás nejjasnější, hvězdou je Slunce. Právě Slunce

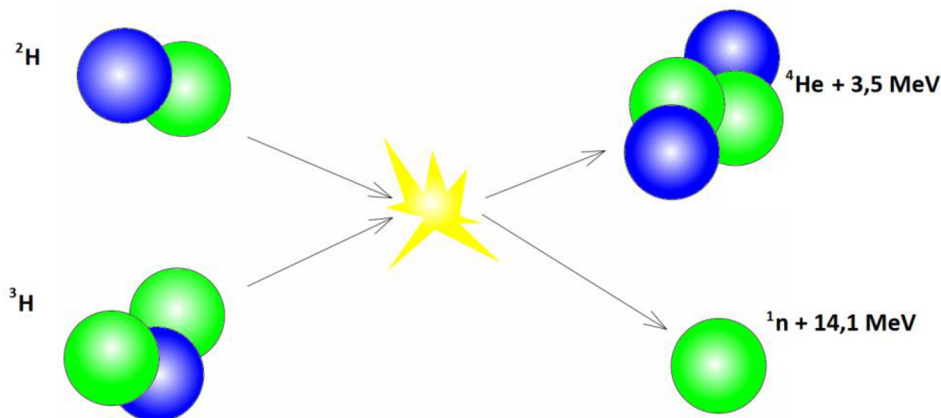
<sup>31</sup> Rok výbuchu první vodíkové bomby z: [ <http://www.atomicarchive.com/History/coldwar/page05.shtml> ].

<sup>32</sup> Písmeno  $A$  značí počet nukleonů. Obrázek byl vytvořen v programu DraftSight, verze V1R3.1, dle předlohy [5], s.15, Obr. 21.2.

inspirovalo mnoho fyziků, kteří chtěli reakce na slunci přenést na naši planetu. Slučování jader na Slunci je ovšem z hlediska použití na naší planetě nemyslitelné, jelikož jsme omezení prostorem a nízkou teplotou<sup>34</sup>. Pro pozemské použití jaderné syntézy (fúze) tedy nelze „jednoduše“ kopírovat děje z vesmíru. Z dosavadního poznání se jako nejperspektivnější možnost zdá být slučování deuteria s tritiem dle následující rovnice



za vzniku jádra helia  ${}^4\text{He}$  a neutronu, jimiž je kinetickou formou unášena celková energie o velikosti 17,6 MeV<sup>35</sup>. Jak je vidět na Obr. 2.3, 80 % vzniklé energie je odnášeno neutronem, takže na jádro  ${}^4\text{He}$ , tzv. helion (plazma), zbývá pouze 20% z celkové energie. Výhodou této skutečnosti je, že neutron svoji energii předá poměrně rovnoměrně stěně reaktoru, odkud se může chladicí látkou odvést. Problém ale nastává s konstrukcí, která musí být odolná proti radiačním účinkům a indukované aktivitě ve stěnách. Ještě větší problém je s plazmatem, jelikož jeho namáhání stěn není rovnoměrné v čase, ani v prostoru.



Obr. 2.3: Princip slučování deuteria s tritiem<sup>36</sup>.

Deuterium se vyskytuje v přírodním vodíku asi z 0,015 % [5] a je tedy stabilním izotopem. Na první pohled se toto zastoupení zdá být velmi malé, ale při porovnání s množstvím vodíku, které se na Zemi vyskytuje, se jedná o obrovské množství „paliva“.

Větší problém nastává s dostatkem tritia, jelikož tritium je nestabilním izotopem, který se vyjímá horní vrstvy atmosféry v přírodě běžně nevyskytuje. Jeho absence v přírodě je logicky spjata s tím, že se jedná o zářič  $\beta^-$  s poločasem přeměny  $T_{1/2} = 12,33 \pm 6 \text{ r}$  [22]. Jeho získání, které je předepsáno bezpečnostními směnicemi, je tedy poměrně složité. Tritium se získává přímo v reaktoru<sup>37</sup> exotermickou reakcí z  ${}^6\text{Li}$  podle rovnice (1.7), nebo endotermickou reakcí z  ${}^7\text{Li}$  podle rovnice (1.8) [1].



<sup>33</sup> Tuto teorii potvrdil roku 1938 německý fyzik Hans Albrecht Bethe, informace převzaty z: [ <http://www.britannica.com/EBchecked/topic/63405/Hans-Bethe> ].

<sup>34</sup> Fúzní reakce ve hvězdách jsou popsány ve zdroji [4], strana 82.

<sup>35</sup> Hodnota energie unášené částicemi převzata z [1].

<sup>36</sup> Obrázek vytvořen v programech DraftSight, verze V1R3.1 a webovém foto editoru Pixlr [ <http://pixlr.com/editor/> ], hodnoty energií převzaty z [1], s. 158.

<sup>37</sup> Výroba tritia z [ <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/fact-sheets/tritium-bg.html> ].



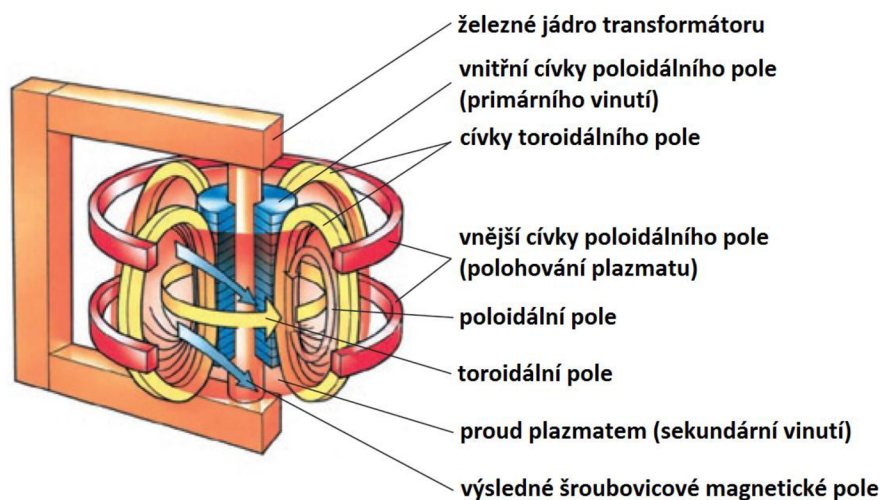


Pro udržení samovolné řetězové syntézy je nutno respektovat Lawsonovo<sup>38</sup> kritérium, které v podstatě dělí možné technologie na dva celky. Magnetické udržení, které udrží malou hustotu po dlouhou dobu a inerciální udržení, které udrží velkou hustotu po velmi krátkou dobu.

### 2.2.1 Magnetické udržení

Magnetické udržení<sup>39</sup> je schopnost magnetické nádoby udržet plazma<sup>40</sup> v určitém místě tak, aby se přímo nedotýkalo stěn. Teplota plazmatu je asi  $150 \cdot 10^6$  °C, což znemožňuje dotyk s běžně užívanými materiály. Magnetické udržení spočívá v udržení plazmatu magnetickým polem, kde se nabitě částice plazmatu pohybují ve směru siločar. Napříč siločaram se pohybují pouze v případě srážek s jinými částicemi. Po srážce tedy přejdou do jiné siločáry, po které se pohybují až do další srážky. Čím silnější indukce působí, tím opisují kružnici s menším poloměrem. Tyto magnetické nádoby lze dělit na otevřené a uzavřené. Otevřené v případě úniku částic zvětší intenzitu magnetického pole, oproti tomu uzavřené nádoby řeší problematiku radiálně unikajícího plazmatu tzv. šroubovicovým polem<sup>41</sup>. Nejperspektivnější variantou jsou uzavřené nádoby. Do této kategorie spadá několik typů nádob, z nichž nejvíce vyvíjenou, a pro budoucí energetiku plánovanou „nádobou“, je tzv. tokamak.

Základní princip tokamaku plyne již ze základního zařazení do skupiny uzavřených magnetických nádob. Geometricky lze hovořit o toroidu, jehož uspořádání nejlépe vystihuje Obr. 2.4. Principiálně je tokamak transformátorem, tedy pulzním zařízením, který má jeden závit v primárním vinutí a proud plazmatu zastupující sekundární vinutí.



Obr. 2.4: Popis jednotlivých částí tokamaku, přepracováno z [6].

Budoucnost ovládnutí jaderné fúze je vysoce spjata s úspěšností projektu ITER. Jedná se o mezinárodní projekt na výstavbu velkého tokamaku<sup>42</sup> umístěného ve francouzském Cadarache.

<sup>38</sup> J.D.Lawson, 1955, zdroj [6], s. 25. Součin času udržení plazmatu s hustotou musí být větší než  $3 \cdot 10^{20}$  s·m<sup>-3</sup>.

<sup>39</sup> Odstavec a data v něm obsažená vychází ze zdroje [6], s. 30-41.

<sup>40</sup> Čtvrté skupenství hmoty, ze kterého se skládá 99 % hmoty vesmíru. Více viz [6] s. 21., případně [4] s. 75.

<sup>41</sup> Šroubovicové pole je součtem poloidálního pole proudu plazmatem a toroidálního pole vnějších cívek [6].

<sup>42</sup> Více o projektu ITER [28] a principu tokamaku [6] od s. 33.

Na tomto projektu se podílí USA, Rusko, Japonsko, Čína, Korejská republika, Indie a EU<sup>43</sup>. Projekt má za cíl především ověřit vlastnosti materiálů, jež by mohly být použity ve výrobě potenciálních fúzních reaktorů a prozkoumat dosud nezodpovězené otázky ve spojitosti s jadernou fúzí a komerčním využitím. Cílem projektu je vyprodukovat více energie, než zařízení spotřebuje. ITER má dlouhou historii<sup>44</sup>, ale narazil na velké, hlavně finanční, problémy. Finance se vyřešily zmenšením projektu, rozsáhlá politická gesta časem vyprchala a díky tomu se již projekt těší výstavbě.

### 2.2.2 Inerciální udržení

K inerciálnímu udržení<sup>45</sup> je potřeba velmi velké hustoty částic ( $\approx 10^{31} \text{ m}^{-3}$ ) po velmi krátkou dobu ( $\approx 10^{-10} \text{ s}^{-1}$ ). Reakce musí proběhnout i s ohřevem dřív, než se plazma rozletí do prostoru vlastním tlakem, jelikož se jedná o silově neudržovanou reakci. Konkrétně pro případ slučování deuteria s tritiem, musí být tato směs stlačena až na  $200 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ . Teoreticky se tento problém již podařilo vyřešit. Opařením kulového terče o průměru v jednotkách milimetrů se energie pohltí do vnější slupky, odpaří se povrchová část a následně přestoupí do okolí vakua. Souběžně se šíří tlaková vlna směrem ke středu. Tím smršťuje terčik až tak, že jeho hustota vzroste na požadovanou mez, při níž se palivo po implozi zahřeje na teplotu potřebnou k zápalu fúze a vznítí se. Samozřejmě i tato teorie narazila na mnoho problémů a úskalí. Hlavním problémem je docílit potřebného opaření. Dnes jsou teoreticky proveditelné dvě možnosti dodání potřebné energie. První možností je dodání energie z vnějšího impulzního zdroje, tzv. **přímo hnaná fúze**<sup>46</sup>. Pro tento způsob dodání potřebné energie je výhoda v nízkých požadavcích na symetrii a homogenitu daného vnějšího zdroje. Druhou možností je přeměna vnější dodané energie uvnitř materiálu o vysokém atomovém čísle na měkké rentgenové záření, kterým je do terče potřebná energie dodaná, tzv. **nepřímo hnaná fúze**. Hlavní výhodou přímo hnané fúze je vyšší účinnost přeměny vnějšího zdroje na kinetickou energii slupky paliva.

Obou možnostmi lze dosáhnout pomocí laseru o velmi krátkých vlnových délkách a velkých intenzitách. „*Problém laserů tkví v tom, že potřebují optiku, která je ničena jednotlivými mikrovýbuchy, a jsou energeticky náročné. Mnohem lepší by byly svazky částic. Ty zatím neumíme zaměřit na tak malý terč, ale pracuje se na tom*“<sup>47</sup>. Velkou roli ve výzkumu budoucího využití inerciální fúze pro komerční účely hrají tedy výkonné lasery. Americký projekt NIF, na kterém bylo provedeno několik pokusů o možnosti využití dosavadních laserů pro inerciální udržení, bohužel nedopadl dle pozitivních očekávání [35]. V České republice byl spuštěn projekt ELI, který se již nachází ve stádiu výstavby. Laser ELI má být nejintenzivnějším laserem na světě<sup>48</sup>. Projekt by se měl podílet také na zkoumání využití laseru při jaderné fúzi. Dokonce má dostatečný výkon na to, aby mohl spolupracovat s projektem ITER.

### Budoucnost fúzních reaktorů

<sup>43</sup> Projekt ITER je druhým nejdražším mezinárodním projektem (nejdražší projekt je ISS) [28].

<sup>44</sup> Projekt výstavby velkého tokamaku se plánuje od roku 1977 pod názvem INTOR, ovšem rozplynul se bez jakékoli konstrukce. Projekt ITER byl představen roku 1987 [6]. V dnešní době jsou po světě desítky malých a středních tokamaků, na kterých se provádí mj. dílčí pokusy využitelné v provozu a výstavbě projektu ITER.

<sup>45</sup> Odstavec vychází ze zdroje [6], s. 25-30.

<sup>46</sup> Roku 1985 byla vojensky uskutečněna právě nepřímo hnaná fúzní reakce ve smyslu podzemní bomby.

<sup>47</sup> Slova RNDr. Jana Mlynáře, Ph.D. v rozhovoru pro atominfo.cz, [35].

<sup>48</sup> Eli: beamlines. [online]. [cit. 2012-11-04]. Dostupné z: [ <http://www.eli-beams.eu/cs/> ]

Již od 80. let minulého století se hovoří o komerčním využití termonukleárních reaktorů v dohledné budoucnosti (50 let). Důvodem, proč se trvalého a ekonomicky využitelného ovládnutí jaderné fúze doposud nepodařilo, je nedostatečný rozvoj materiálů a částečně také nezáměr armády o tuto technologii. Při predikcích z 80. let se uvažoval větší výzkum a vývoj materiálů s revolučními vlastnostmi. V dnešní době se do rozvoje vážněji zapojil komerční sektor, to hlavně díky mezinárodnímu spojení několika zemí na projektu ITER.

Velkou roli v předpovědi budoucnosti jaderné energetiky budou mít výsledky dosažené v projektu ITER, případně v projektu NIF<sup>49</sup> a dalších projektech zabývajících se touto problematikou. Z dnešního pohledu a s výhledem do budoucích 30 let se počítá pouze s výstavbou štěpných reaktorů nové generace, případně vstupují do hry také malé a střední štěpné reaktory<sup>50</sup>.

---

<sup>49</sup> The National Ignition Facility – doposud největší laser, viz [42]. Dle slov RNDr. Jana Mlynáře, Ph.D. dosavadní výsledky nejsou nejpříznivější [35].

<sup>50</sup> Problematika malých a středních reaktorů je přehledně zpracována v bakalářské práci F. Novotného [43].

### 3 NEKONVENČNÍ JADERNÉ ZDROJE

Existuje více pohledů na nekonvenční jaderné zdroje, respektive na rozdělení jaderných zdrojů na konvenční a nekonvenční. Pro tuto práci bude vycházeno z následujícího rozdělení, které je sestaveno z projektů ukončených ve fázi prototypů, z historicky, nebo aktuálně využívaných zařízení, až po dnešní projekty zvažované do budoucna.

- konvenční jaderné zdroje
  - běžné jaderné reaktory<sup>51</sup>
    - malé jaderné reaktory do výkonu 300 MW<sub>e</sub>
    - střední jaderné reaktory výkonu 300-700 MW<sub>e</sub>
    - velké jaderné reaktory o výkonu větším než 700 MW<sub>e</sub>
  
- nekonvenční jaderné zdroje
  - pohony pozemních zařízení
    - kardiostimulátory
    - pozemní stroje
      - automobily
      - tanky
      - vesmírné roboty
    - obojživelné stroje
      - obojživelné tanky
  - pohony vodních zařízení
    - pohony majáků
    - hladinová plavidla
      - ledoborce
      - letadlové lodě
      - křižníky
      - obchodní lodě
    - ponorná plavidla
      - ponorky
  - pohony vzdušných zařízení
    - krátké lety
      - bezpilotní letouny
      - bombardéry
    - vesmírné lety
      - umělé družice
      - kosmické (nosné) rakety

---

<sup>51</sup> Dělení dle Mezinárodní agentury pro atomovou energii.

Dnešní smýšlení nad přeměnou jaderné energie v energii elektrickou je do značné míry spojeno s představou velkých a finančně náročných staveb ohraničených vysokým ostnatým drátem. Toto smýšlení ovšem není zcela správné, jelikož existuje mnoho malých reaktorů, které se využívají na neobvyklých místech v neobvyklé koncepci, a je tedy vhodné tyto zdroje řadit mezi zdroje nekonvenční. Nutno podotknout existující malé elektrárny s reaktory malých výkonů do 300 MW<sub>e</sub> o klasickém uspořádání, které je vhodné řadit do konvenčních zdrojů. Kromě reaktorů, které jsou dnes v provozu, vzniká mnoho projektů na využití malých jaderných reaktorů s neobvyklým uspořádáním. Dnes jsou nejaktuálnější tématem zřejmě malé modulární reaktory, na které se lze dívat jako na velký potenciál jaderné energetiky.

### Malé (ne)konvenční reaktory

Z lidského chápání energeticky vyspělého světa, tedy všude přítomného tepla, světla a vlastně elektrické a tepelné energie vůbec, je nepochopitelné, že jsou na světě místa, kde je tohoto komfortu nedostatek. Ve skutečnosti těchto oblastí není málo. Vyjímaje země 3. světa, jsou to odlehlá místa například i v Rusku. Místa, kde se těží vzácné kovy, či jiné suroviny, jsou často v odlehlých neosídlených částech, kde jsou nevhodné podmínky pro komfortní život. Teploty se často pohybují pod hranicí 0 °C a rozdíl mezi teplotou ve dne a v noci je znatelně velký.

Pro tyto potřeby se dnes užívají dieselaagregáty na principu kogenerační jednotek. Tato zařízení jsou instalována zpravidla na místech, kde se pohybuje určitá skupina pracujících lidí, přičemž se pracovní lokace v krátkých intervalech mění (těžba přírodního bohatství na menších nalezištích). Pro dlouhodobou těžbu se pak tento problém řeší jinými, z dlouhodobého pohledu ekonomičtějšími, způsoby. Pro příklad malé konvenční elektrárny lze uvést ruskou jadernou kogenerační elektrárnu EGP-6 Bilibino, která má 4 bloky, přičemž každý dodává 11 MW<sub>e</sub> a 62 MW<sub>t</sub>. Tento zdroj elektřiny a tepla je nepostradatelný pro obec Bilibino, která byla vybudována pro těžbu vzácných kovů v nedaleké blízkosti [43].

Jako nekonvenční malý reaktor může být uveden ruský projekt KLT-40S, který je již ve výstavbě a má být dokončen roku 2015<sup>52</sup>. Jedná se o projekt dvou malých reaktorů, každý o výkonu 35 MW<sub>e</sub>, umístěných na lodi o délce 140 m, šířce 30 m a výšce 10 m. Tato loď by měla připlout do místa spotřeby, zakotvit a být spolehlivým zdrojem pro tamní obyvatelstvo a lokální průmysl. Podobných zařízení se do budoucna uvažuje u velkých těžebních plošin významně vzdálených od pevniny

Dalším možným využitím malých modulárních reaktorů jsou místa s nedostatkem pitné vody. Tento problém, který bude do budoucna narůstat, je s velkou pravděpodobností ekonomicky řešitelný právě díky malým modulárním reaktorům. V dnešní době je pro tento účel využíváno energie z fosilních paliv. Jejich lokální nedostatek a nutnost transportu paliva činí z tohoto zdroje neekonomické, z dlouhodobého pohledu nevyužitelné, řešení. Jaderné elektrárny zatím v tomto odvětví (odsolování mořské vody) zabírají pouze minoritní podíl, nicméně se do budoucna počítá s velkým rozvojem v této oblasti právě díky malým modulárním reaktorům.

*„Dalším krokem k úspěchu je postavit demonstrační jednotku. Tato jednotka bude mít za úkol ukázat, že dokáže vyrábět pitnou vodu ekonomicky a ekonomičtěji než odsolovací stanice na fosilní paliva, a také prokázat, že výroba je bezpečná a nedochází ke kontaminaci odsolené vody“ [43].*

<sup>52</sup> Přednáška L. A Lebedeva, NERS 2012: *Stane se jaderná energie obnovitelným zdrojem?*. 7.11.2012, Praha.

Budoucnost malých modulárních reaktorů je rozmanitá. Je mnoho projektů v různých stádiích rozpracování a není zcela jasné, jak přesně se budou tyto reaktory vyvíjet. Velmi zajímavý projekt, který ovšem nepatří do skupiny malých reaktorů, ale vzhledem k principu činnosti ho lze zařadit mezi zdroje nekonvenční, je TWR<sup>53</sup> (Traveling Wave Reactor) firmy TerraPower<sup>54</sup>. Projekt financován miliardářem Billem Gatesem má vizi nabídnout levnou elektřinu do všech potřebných míst. TWR je druh štěpného reaktoru, který využívá princip tzv. postupné vlny. Princip postupné vlny spočívá v tom, že oproti běžným reaktorům neprobíhá jaderná reakce v celé aktivní zóně. Jaderná reakce probíhá pouze v části, respektive vlně, která prochází celou aktivní zónou s určitou časovou posloupností. Tento reaktor má mít mnoho výhod. Palivová kampaň by měla být 40 let, výkonová hustota  $300 \text{ W}\cdot\text{cm}^{-3}$  a účinnost 42 %. Reaktor má mít 2-4 smyčky a výkon  $1200 \text{ MW}_t$ , resp.  $500 \text{ MW}_e$ . Doba výstavby se uvažuje 48 měsíců<sup>52</sup>. Komerční výroba je optimisticky plánována na rok 2020.

### 3.1 Jaderné pohony pozemních zařízení

Historie jaderných pohonů všech strojů je v podstatě spojená. Jedná se převážně o 50. léta minulého století, kdy lidstvem a hlavně politikou proběhla vlna tzv. jaderné euforie. Z hlediska jaderné bezpečnosti lze hodnotit 50. léta za „bláznivá“, jelikož některé pokusy a myšlenky vytvořené v této době jsou dnes pouze stěží pochopitelné.

Po prvních úspěšných pokusech s jaderným štěpením<sup>55</sup> (1942) a následně první spuštěnou komerční jadernou elektrárnou<sup>56</sup> (1954), se vše spojilo s jadernou energií jevílo dosažitelné. Lidé si nechali vnuknout myšlenku, že veškerý pohon lze uskutečnit na principu jaderné exotermické přeměny. Hlavním problémem, který se v té době příliš neuvažoval, byla radiace. V letech 1920-1940 lidé nebyli informováni<sup>57</sup> o nebezpečí ionizujícího záření, jelikož účinky nebyly ani dostatečně vědecky známy. Z důvodu nevědomosti nebyly výjimkou krémy na pokožku s velkým obsahem radioizotopu radonu, thoria, aj. Jako nemožné se z dnešního pohledu zdá být tzv. „studnice trvalého domácího zdraví“. Byla to nádoba, ve které se do pitné vody přidával radon, který měl mít údajně blahodárné účinky na zdraví. Takového „módní výstřelky“ nebyly nikterak výjimečné. Radium bylo podáváno i injekčně, či perorálně, pacientům v medicínském prostředí při různých diagnózách. Když se tedy uvažovalo ve 40. letech o jaderném pohonu, otázky směřované na stínění pro život nebezpečného záření byly opomíjeny. Z rovnice  $I = I_0 \cdot e^{-\mu \cdot x}$ , kde  $\mu$  je lineární činitel zeslabení<sup>58</sup>,  $I$  je zeslabená intenzita záření,  $I_0$  je počáteční intenzita záření a  $x$  je tloušťka stínění, plyne, že pronikavé záření gama lze odstínit vrstvou dobře stínícího materiálu, která bude úměrná energii záření. Tato skutečnost je důvodem ukončení většiny optimistických projektů, které stínění buď vůbec neuvažovaly, nebo v pozdější době uvažovaly s rychlejším rozvojem tzv. „lehčích stínidel“ než ve skutečnosti nastal. Právě velká hmotnost (hustota) dobře stínícího olova a betonu je neslučitelná s využitím reaktorů v malém prostoru při výskytu lidské posádky.

<sup>53</sup> Takovýchto zajímavých projektů je mnoho viz [43].

<sup>54</sup> TerraPower [online]. 2012 [cit. 2012-11-25]. Dostupné z: <http://www.terrapower.com/home.aspx> .

<sup>55</sup> První jaderný reaktor spuštěn roku 1942 E. Fermim a jeho spolupracovníky [5].

<sup>56</sup> První komerční jaderná elektrárna spuštěna 1954 v Rusku – Obninsk [5].

<sup>57</sup> Následující věty vychází z přednášky Ing. Dany Drábové, Ph.D. dostupné z: <http://sciencecafe.cz/video-dana-drabova-na-science-cafe-o-jadernych-technologiich/> .

<sup>58</sup> Lineární součinitel zeslabení pro jednotlivé stínění viz [5], s. 29, Obr. 25.1, 2.

**Proč jaderná euforie nevyprchala? Odpověď je jednoznačná - STUDENÁ VÁLKA.**

Jaderná energie je vysoce koncentrovaný zdroj energie. Z toho důvodu se o něj začala velmi vážně zajímat armáda. Ve válečném období v armádním resortu není velká nouze o finanční krytí nadějných (někdy i nenadějných) projektů. Finance mnohonásobně vyšší, než jaké jsou v běžném vědeckém výzkumu, dokáží koncentrovat velký počet „chytrých mozků“ do jedné lokace na jeden konkrétní projekt. Tuto skutečnost lze pozorovat např. na projektu Manhattan<sup>59</sup>. Ve chvíli, kdy jaderné pohony dostali v armádě „zelenou“, začal obrovský výzkum jejich různých alternativ. Politika a vojenské účely tedy musí být bezpodmínečně zmíněny i v této kapitole. Jedinou výjimkou je zřejmě vývoj jaderných automobilů, který financoval civilní sektor.

**3.1.1 Automobily na jaderný pohon<sup>60</sup>**

Psal se rok 1958, když v automobilce Ford probíhal zprvu impozantní projekt Nucleon. Jednalo se o koncept automobilu poháněného jaderným pohonem se slibným dojezdem 8000 km. Vize budoucnosti, že se čerpací stanice promění na prodejce palivových kapslí, byla z pohledu Fordu naprosto vážná. Zdrojem měl být tlakovodní reaktor, v podstatě menší prototyp užívaný v jaderných ponorkách. Palivem byl tedy izotop  $^{235}\text{U}$ , který měl při reakci uvolnit teplo pro dvě větve pohonu, konkrétně pro přímý pohon kol a pak pro výrobu elektřiny přes turbínu a generátor. Voda, resp. vodný pára, měla kolovat cyklicky (totožně s uspořádáním v běžných tlakovodních reaktorech). Pro někoho nepříjemný hluk palivového motoru měl vyměnit „pískot“ parní turbíny. Projekt ztroskotal mj. na zmíněném stínění. I přesto, že byl reaktor situován do nejzadnější části velmi dlouhého automobilu, nepodařilo se ekonomicky odstínit záření na dostatečně bezpečnou hranici. Na tento projekt se dnes zpětně lze dívat jako na jeden z mnoha výstřelků tamní doby<sup>61</sup>.



Obr. 3.1: Dobový obrázek projektu automobilu na jaderný pohon, převzato z<sup>61</sup>.

<sup>59</sup> Projekt, jehož výstupem bylo sestrojení první atomové bomby.

<sup>60</sup> Kapitola vychází ze zdroje [24].

<sup>61</sup> I dnes lze narazit na projekty, které usilují o využití jaderné energie pro pohon automobilů. Pro příklad lze uvést projekt LPS (Laser Power System), ve kterém tvůrci smýšlí nad štěpení izotopu  $^{232}\text{Th}$ . Z dnešního pohledu se ovšem celá myšlenka zdá být nereálná, jelikož princip, na kterém je projekt postaven, je při nejmenším velmi odvážný. Dostupné z: [ <http://www.laserpowersystems.com/> ].

### 3.1.2 Bitevní tanky na jaderný pohon <sup>62</sup>

Myšlenku vytvořit bitevní tank s jaderným pohonem měly obě velmoci<sup>63</sup> za dob studené války. Logicky byla hlavním důvodem jednak nezávislost na konvenčním palivu, ale hlavně daleké dojezdy s velkým výkonem daného zařízení. Nevýhodou byla již několikrát zmíněná tíha spojená se stíněním a rozměry. Kvalitní stínění bylo s dostupnými materiály pro běžné rozměry tanku nemyslitelné. Konstrukteři následně propagovali myšlenku často se střídajících posádek, nebo zvýšení limitů ozáření, což ani v tak „šílené“ době, jakou byla 50. léta, nebylo přípustné.

#### Tracked Vehicle 1 (TV-1)

Tento suchozemský tank se měl stát náhradou za sérii obrněných vozidel Patton. „Šlo o studii těžkého vozidla o váze asi 70 tun chráněného pancířem silným 14 palců (35,5 cm). Mělo být vybaveno kanonem T140 ráže 105 mm a třemi kulomety v menších otočných věžičkách“ [62]. Jaderný reaktor měl být uložen v přední části tanku. Využit měl být tlakovodní reaktor chlazený a moderovaný lehkou vodou. Pára pro pohon turbíny měla být získávána z tepelného výměníku, ale byl vypracován i návrh na jednookruhové uspořádání. Nebezpečí úniku v jednookruhovém uspořádání bylo příčinou využití uspořádání dvouokruhového. Velké nároky byly kladeny na kvalitu materiálu, jelikož reaktor a jeho části byly součástí pohyblivého vozidla v neupraveném terénu. Spočtená vytrvalost tanku byla asi 500 h a posádka se měla skládat z 5 členného týmu.

#### Obojživelný tank TV-8

Poměrně futuristicky se i na tamní dobu tvářil projekt TV-8, pro jehož pohon dvou kol o šířce asi 70 cm byly zvoleny dva elektromotory. Elektrický pohon byl využit především z důvodu umístění reaktoru v horní části věže tanku. Reaktor byl řešen obdobným způsobem jako v předchozím případě. Tank měl mít škeblový tvar s dvojím pláštěm odděleným vrstvou vzduchu s dostatečným výtlakem pro plavbu tanku, kterou měl zajišťovat vodomet (JET).

Kromě těchto dvou projektů bylo vypracováno spousta dalších, ale žádný se nakonec neuskutečnil. Makety v poměru 1:1 se dočkal pouze projekt TV-8, při jehož prezentaci bylo definitivně rozhodnuto, že se od projektu upustí. Hlavním z důvodů byla příliš vysoká cena neúměrná k výhodám oproti konvenčním pohonům [62].

### 3.1.3 Pohon vesmírných robotů

Pohon vesmírných robotů pohybujících se po souši některé z planet naší sluneční soustavy lze zařadit do pohonů pozemních zařízení, jelikož se tato zařízení pohybují po kolech stejně jako na povrchu naší planety. Zástupcem této kategorie je pouze vozítko Curiosity operující na planetě Mars. Poloniové tepelné jednotky využity v tzv. lunochodech, do této skupiny nelze zařadit, jelikož zdroje dodávaly pouze tepelnou energii potřebnou k ohřátí zařízení, bez podílu na pohybu zařízení. Pro pohyb vozítka Curiosity byl použit plutoniový termoelektrický generátor, tedy naprosto odlišný zdroj oproti jaderným reaktorům. Tento zdroj logicky není zdaleka tak výkonný jako jaderný reaktor, ale má mnoho výhod, které se využívají právě ve vesmírných misích. Problematika termoelektrických generátorů je podrobně popsána v kapitole 4.1.

<sup>62</sup> Kapitola bitevních tanků vychází ze zdroje [62].

<sup>63</sup> Rusko (tehdejší SSSR) i USA.



### 3.1.4 Kardiostimulátory na jaderný pohon

Kardiostimulátor je zařízení, které pomocí elektrod iniciuje elektrickými impulzy srdeční smršťování. Využívá se u pacientů s vážnou srdeční poruchou. První implantovaný kardiostimulátor roku 1958 vydržel pouze pár hodin a musel být nahrazen dalším<sup>64</sup>. Z důvodu nedokonalých zdrojů (baterií) byl velký problém s životností zařízení i v dalších letech. Ranné modely (1967) obsahovaly 6 zinko-rtuťových baterií uzavřených v plastovém obalu o hmotnosti asi 200 g, se spolehlivou životností v řádu měsíců [50].

Krátkou životnost pokořila až generace kardiostimulátorů s radioizotopovým pohonem. První prototyp kardiostimulátoru na radioizotopový termoelektrický pohon byl vyroben roku 1969. Životnost této jednotky byla s vysokou spolehlivostí asi 10 let [39]. Plutoniový kardiostimulátor lze vidět na Obr. 3.2, jeho průměr je asi 6,35 cm (2,5“). Plutoniový zdroj byl jako pohon kardiostimulátorů použit asi 3000-4000 krát [9]. Princip jeho činnosti vychází z konverze tepelné energie vzniklé přirozenou přeměnou vhodných radioizotopů na elektrickou energii. Jedná se o stejný princip činnosti, jaký je využíván v RTG popsáných v kap. 4.1. V roce 2003 bylo na světě asi 50-100 lidí žijících s tímto kardiostimulátorem [50]. Po smrti pacienta, který simulátor využíval, tento přístroj převezme laboratoř Los Alamos na přepracování plutonia a zajištění jaderné bezpečnosti. Kardiostimulátory měly aktivitu  $7,4-14,8 \cdot 10^{10}$  Bq (2–4 Ci) a dávkový ekvivalent na povrchu  $5-15 \cdot 10^{-5}$  Sv zapříčiněným hlavně gama zářením a neutrony [50]. Generace vyrobená v roce 1974 měla aktivitu  $9,25 \cdot 10^{10}$  Bq (2,5 Ci), která dle výpočtů níže odpovídá hmotnosti plutonia  $^{238}\text{Pu}$  asi  $145,87 \mu\text{g}$ . Dle měření a výzkumu obdrželo celé pacientovo tělo dávku asi 1 mSv za rok. Tělo pacientova partnera pak asi  $75 \mu\text{Sv}$  [50].

$$A = 2,5 \text{ Ci} = 9,25 \cdot 10^{10} \text{ Bq}; \lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{\ln 2}{87,7 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \text{ s}} = 2,50622 \cdot 10^{-10} \text{ s}^{-1}$$

$$A = -\frac{dN}{dt} = -\frac{-\lambda \cdot N \cdot dt}{dt} = \lambda \cdot N \rightarrow N = \frac{A}{\lambda} = \frac{9,25 \cdot 10^{10} \text{ Bq}}{2,50622 \cdot 10^{-10} \text{ s}^{-1}} \doteq 3,69082 \cdot 10^{20}$$

$$m_{^{238}\text{Pu}} = m_u \cdot A_r \cdot N = 1,6605402 \cdot 10^{-27} \text{ kg} \cdot 238,005 \cdot 3,69082 \cdot 10^{20} \doteq 1,4587 \cdot 10^{-4} \text{ kg} = \underline{\underline{145,87 \mu\text{g}}}$$



Obr. 3.2: Plutoniový kardiostimulátor s rentgenovým snímkem po implantaci, převzato z [50].

<sup>64</sup> Pacient, který prodělal první implantaci kardiostimulátoru, za celý svůj život prodělal implantaci celkem 26 „konvenčních“ kardiostimulátorů [50].

Plutoniový pohon kardiostimulátorů byl nahrazen lithiovými bateriemi. Hlavními důvody byla srovnatelná spolehlivost, životnost a hlavně nižší cena s lepším lidským míněním.

## 3.2 Jaderné pohony vodních zařízení

Jelikož je ovládnutí vodních ploch při válečných bojích jednou z předních priorit, finanční prostředky armádního sektoru zapříčinily v této oblasti po rozsáhlém výzkumu velký rozvoj<sup>65</sup>. Největší důraz byl kladen na výzkum jaderných reaktorů použitelných v ponorkách a velkých armádních lodí, aby bylo možné eliminovat závislost provozu daného zařízení na časté dodávce paliva. V dnešní době je na světě v provozu 140 plavidel poháněných 180 malými jadernými reaktory se zkušeností 12 000 reaktorových hodin provozu<sup>66</sup>. Země, které vlastní plavidla na jaderný pohon jsou USA, Rusko, Francie, Anglie, Čína a Indie.

### 3.2.1 Hladinová plavidla

Využití jaderný reaktor k pohonu hladinového paliva je v dnešní době výhodné pouze pro velké lodě s výtlakem větším než cca 10 000 t. Pro takto velkou loď není důležitá hmotnost, ani velikost pohonu. Pro civilní sektor vodní dopravy je nejdůležitější ekonomičnost provozu a konkurenceschopnost. Pro armádní účely je alfou a omegou h plavidel spolehlivost, a především doba provozu bez přísunu paliva. Z tohoto rozboru je jasné, že jaderný pohon je vhodný právě pro vojenské účely a velké civilní lodě. Do konkurenceschopnosti v civilním sektoru do značné míry promlouvá zajištění finančně náročnější obsluhy a náchylnost provozu zařízení na politickou situaci. V demokratických státech ještě nutno uvažovat názor populace na jadernou energetiku.

Při uvažování pouze **vojenských plavidel**, byla první lodí na jaderný pohon v USA roku 1960 letadlová loď USS Enterprise poháněna 6 tlakovodními reaktory [64]. V pořadí druhým plavidlem spuštěným na vodu s jaderným pohonem byl roku 1961 křižník USS Long Beach se dvěma reaktory. Do roku 2010 USA postavilo celkem 219 jaderným reaktorem poháněných plavidel a současně mělo rozestavěno 5 ponorek a jednu letadlovou loď. K roku 2013 má USA všechny letadlové lodě a všechny ponorky poháněné jaderným reaktorem [45]. Americké námořnictvo má zkušenosti s provozem zařízení po dobu 6 200 reaktorových roků bez jediné vážnější nehody. US Navy provozuje 11 letadlových lodí a 71 ponorek, dohromady 103 jaderných reaktorů. Ruské námořnictvo provozovalo flotilu Kirov-class, která obsahovala 4 raketové křižníky na jaderný pohon. Žádná z těchto lodí nebyla doposud vyřazena. Čínská společnost China Shipbuilding Industry Corp dostala k únoru 2013 vládní povolení a financování na rozvoj lodních plavidel s jaderným pohonem [45]. Francie provozuje od roku 2010 letadlovou loď Charles de Gaulle s výtlakem 38 000 t poháněnou dvěma PWR reaktory typu K15, každý o výkonu 150 MW<sub>t</sub>.

Oproti tomu **civilní sektor**, v případě uvažování ledoborců do civilního sektoru, spustil první plavidlo na vodu v roce 1959 a byl jím ruský ledoborec Lenin. Tento ledoborec byl poháněn třemi reaktory typu OK-150, každý o výkonu 90 MW<sub>t</sub>. Tyto reaktory byly poškozeny při výměně paliva v roce 1965 a 1967. Z toho důvodu byly 3 roky poté nahrazeny dvěma reaktory OK-900, každý o výkonu 171 MW<sub>t</sub> poskytujícími páru pro parní turbínu, která dodávala výkon 34 MW<sub>e</sub> vrtuli. Po zkušenostech s provozem ledoborcem Lenin byl roku 1975 spuštěn na vodu první z flotily pěti ledoborců nazvaných Arktika-class. Každý ledoborec s výtlakem asi 23 500 t je poháněn dvěma

<sup>65</sup> Kapitola vychází z obsáhlého zdroje [45].

<sup>66</sup> Vztaženo k únoru 2013.

reaktory typu OK-900 dodávajících pohonu  $54 \text{ MW}_e$ . Největším ledoborcem na jaderný pohon je šestý zástupce této flotily nazvaný „50 Let Pobedy“, který byl postaven k 50 letému výročí vítězství. Na vodu byl ovšem spuštěn se sedmiletým zpožděním, roku 2007. Impozantní ledoborec s výtlakem 25 800 t, délkou 160 m a šířkou 20 m dokáže prorazit led o tloušťce 2,8 m. Tato flotila působila (a čtyři z ledoborců stále působí) na území Arktidy. Díky jejich práci se průplav lodí Arktidou zpřístupnil z 2 měsíců na 10. Roku 1989 byly spuštěny dva další ledoborce určeny do mělkých vod s ponorem 18 260 t, které jsou poháněny jedním reaktorem poskytujícím  $35 \text{ MW}_e$ . Tyto dva ledoborce slouží pro bezpečný průplav mezinárodních vod.

V Rusku se nyní staví první ledoborec ze série LK-60 o výtlaku 33 530 t, který by měl při rychlosti asi  $3,7 \text{ km}\cdot\text{s}^{-1}$  pokořit led o tloušťce 3 m. LK-60 bude poháněn dvěma reaktory RITM-200 o výkonu  $175 \text{ MW}_t$  využívající obohacené palivo na více jak 20 %. Poskytovaný elektrický výkon bude 60 MW. Palivová kampaň by měla být 7 let s kompletní revizí po 20 letech a životností 40 let. Rusko dále plánuje ještě větší ledoborec LK-110 s výtlakem 55 600 t a dodávaným elektrickým výkonem  $110 \text{ MW}_e$ .

Mimo ruských ledoborců se po hladině moře plavila od roku 1962 americká civilní loď NS Savannah, s výtlakem 22 000 t. Pohon lodi umožnil reaktor o tepelném výkonu 74 MW, který dodával elektrický výkon 16,4 MW. Z důvodu nekonkurenceschopnosti byla o osm let později loď vyřazena. Podobný osud potkal německou loď Otto Hahn s výtlakem 15 000 t, s tím rozdílem, že místo vyřazení byl pouze pohon přepracován na dieselový motor. Původní pohon tvořil reaktor s výkonem  $36 \text{ MW}_t$ , resp.  $8 \text{ MW}_e$ . Japonská loď Mutsu s výtlakem pouhých 8 000 t využívala stejný reaktor jako Otto Hahn. Její ukončení způsobil hlavně politický nátlak a následné technické problémy. Všechny tři lodě používaly jako palivo  $^{235}\text{U}$  obohacený na 3,7-4,4 % [64].

Roku 1988 byla spuštěna na vodu ruská loď NS Sevmorput poháněna reaktorem KLT-40. Reaktor má tepelný výkon 135 MW a po přeměně poskytuje elektrický výkon asi 32,5 MW. Za dosavadní životnost proběhla pouze jedna výměna paliva, konkrétně v roce 2003.

### 3.2.2 Ponorná plavidla

Na první ponorce s jaderným pohonem pracovali výzkumníci z firmy Westinghouse. Jednalo se o ponorné plavidlo USS Nautilus, při jehož konstrukci se také musela řešit otázka stínění. Velkou výhodou ponorného plavidla je z konstrukčního hlediska to, že hmotnost jednotlivých komponentů nemá tak velký vliv na účinnost stroje. Při konstrukci bylo nutné eliminovat možný únik mnohem účelněji než u běžné elektrárny, jelikož posádka ponorného plavidla neměla k dispozici evakuační plán.

Technologii jaderných ponorek vyvíjelo USA společně s Británií, ostatní zainteresované země jako Rusko, Francie a Čína, tuto technologii vyvíjely samostatně. Rusko postavilo během roků 1950-2003 celkem 248 jaderných ponorek, 5 lodí a 9 ledoborců. Právě Rusko se vyznačuje výjimkou oproti ostatním zemím v typu pohonů těchto ponorek. Kromě typu PWR využilo také **rychlé reaktory** chlazené směsí olovo-bismut. Chlazení směsí kovu PbBi bylo velmi náročné, a to hlavně z důvodu tuhnutí směsi při teplotě  $125 \text{ }^\circ\text{C}$ <sup>67</sup>. Reaktor proto musel na částečný výkon stále běžet, aby párou ohříval potrubí. Rusko vlastnilo 8 ponorek s tímto typem reaktoru, které

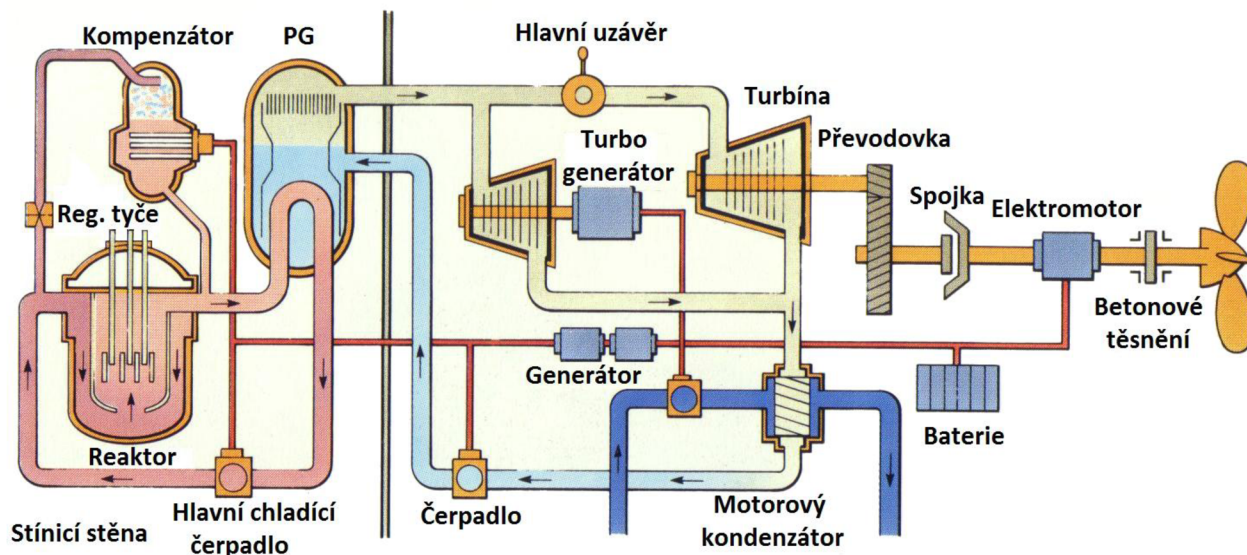
<sup>67</sup> Informace a data o jaderných ponorkách s reaktory chlazenými PbBi pochází z přednášky prof. G. I. Tošinského: „Zkušenosti s provozem reaktorů chlazených směsí olova a bismutu na jaderných ponorkách a možnosti jejich použití v civilní jaderné energetice“, VUT v Brně, 26.3.2013.

byly rozděleny do dvou generací. První generace spadala pod projekt 645 a obsahovala pouze jednu ponorku K-27 s reaktorem VT-1 o výkonu asi  $70 \text{ MW}_t$ . Druhý projekt ponorek s rychlým reaktorem byl projekt 705, pod jehož záštitou bylo vybudováno 7 ponorek. Tyto ponorky byly poháněny reaktorem o výkonu asi  $150 \text{ MW}_t$  a řadily se mezi stíhací ponorky (vysokorychlostní). Tato generace ponorek dosahovala rychlosti až  $80 \text{ km}\cdot\text{h}^{-1}$  a ponorky dokázaly změnit směr o  $180^\circ$  za pouhých 45 s. Ponorkové reaktory využívaly vysoce obohacený izotop  $^{235}\text{U}$ , asi na 90 %. Při plném výkonu mohla ponorka pracovat po dobu 1 roku, ovšem z důvodu ekonomičtějšího pohybu vydržela na jednu závažku až 10 let. Všechny ponorky byly odstaveny z důvodů kontinuální nutnosti ohřevu chladicí směsi. Rusko má zkušenosti s celkem 15 reaktory na principu chlazení PbBi, dohromady asi 80 reaktorových roků.

Tab. 3-1 Počet jaderných ponorek v provozu v jednotlivých zemích, zdroj [45].

Země	Počet jaderných ponorek		
	Strategický typ	Útočný typ	Celkem
Británie	4	8	12
Čína	3	7	10
Francie	4	6	10
Indie	1	0	1
Rusko	8	13	21
USA	18	53	71

Ponorky s **reaktory PWR** jsou nejrozšířenější. Jejich výzkum pro ponorná plavidla umožnil nasazení reaktorů PWR v komerční sféře. Ke konci studené války 1989 bylo v provozu 400 ponorek, 3 z nich s rychlým PbBi chlazeným reaktorem, zbytek s reaktorem typu PWR. Po konci studené války bylo nejméně 300 ponorek odstaveno a většina z nich rozebrána. Žádný reaktor chlazený směsí PbBi dnes není v provozu.



Obr. 3.3: Schéma jaderného pohonu reaktorem PWR, přepracováno z<sup>68</sup>.

<sup>68</sup> Submarine History [online]. *Reactor PWR*. California Center for Military History. Dostupné z: [http://www.submarinehistory.com/files/basicreactor\\_propplant.jpg](http://www.submarinehistory.com/files/basicreactor_propplant.jpg).

Indie spustila první vlastní jadernou ponorku na vodu v roce 2009 s 85 MW<sub>t</sub> reaktorem PWR. Cena této ponorky byla necelých 60 mld Kč.

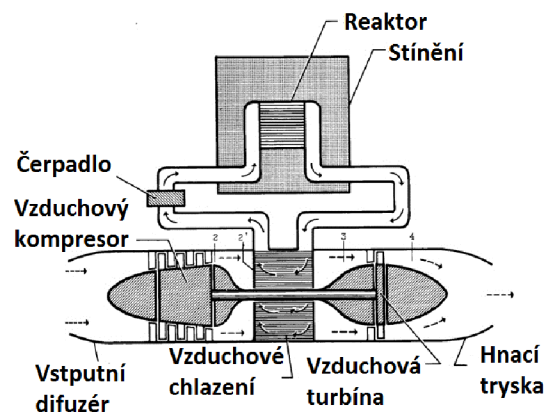
### 3.3 Pohony vzdušných zařízení

Po úspěších s využitím štěpné řetězové reakce E. Fermim, si americké letectvo vyžádalo výzkum na výstavbu jaderným reaktorem poháněný letoun. Tomuto projektu šel v patách podobný projekt na území tehdejšího SSSR. I v dnešní době se o jaderném pohonu létajících zařízení uvažuje. V případě vojenského využití se jedná o bezpilotní letouny, pro civilní sektor se jaderný pohon pak využívá ve vesmírných aplikacích.

#### 3.3.1 Krátké lety <sup>69</sup>

Ponorná plavidla a lodě mají pro jaderný pohon velký potenciál, jelikož ekonomičnost a realizace provozu takového zařízení není silně závislá na hmotnosti pohonu a stínění. To ovšem neplatí u zařízení létajících ve vzduchu. Pro tato zařízení je každá tuna materiálu navíc velkou zátěží. Proto se jaderným reaktorem poháněná letadla nikdy nedostala za hranici prototypů.

Nejúspěšnějším projektem USA byl bombardér **Convair B-36 Peacekeeper Bomber**, dokončený roku 1948. Tento bombardér měl na palubě speciální motory (6 motorů Pratt & Whitney 3600hp, R4360-53) pro vzlet a přistání a zároveň jaderný reaktor pro konstantní dlouhodobý provoz. Reaktor byl uveden do provozu při dosažení bombardéru určité výškové hranice, ve které mohl bombardér letět na málo pružný (neregulovaný) pohon. Jaderný reaktor o výkonu 1 MW<sub>t</sub> byl chlazený tekutým sodíkem a oddělen 11 t stíněním z olova od kabiny pilotů. Z důvodu velké hmotnosti stínění a reaktoru se jednalo o velký bombardér s rozpětím křídel asi 70 m a délkou asi 50 m. V zadní části letadla byla umístěna nádrž na vodu připravená absorbovat unik. Bombardér se dočkal 47 letů, a ačkoli reaktor byl na palubě spuštěn pro měření a výzkum chování, nikdy samostatně nepoháněl bombardér při letu.



Obr. 3.4: Schéma pohonu letadla na jaderný pohon, přepracováno z [18]

Ruský projekt bombardéru **Tu-95LAL** se účastnil celkem 37 výzkumných letů, při kterých byl reaktor spuštěn opět pouze pro měření. Tento projekt měl větší finanční problémy, a proto byl brzy ukončen.

V roce 2012 proběhla světem zpráva o úmyslech vytvořit bezpilotní letoun na jaderný pohon. Tato zpráva byla velmi kriticky odmítnuta populací a projekt byl přerušen <sup>70</sup>.

<sup>69</sup> Kapitola krátkých letů vychází ze zdroje [19].

<sup>70</sup> Dle deníku THE GUARDIAN si Pentagon vyžádal výzkum bezpilotního letounu na jaderný pohon. Tím by se prodloužila schopnost letu na několik týdnů. Bepilotní letouny mají mnohem větší riziko pádu, a pokud by tedy letadlo bylo poháněno jaderným zařízením, do bezpečnosti by bylo nutno započítat i jadernou bezpečnost. Dle dostupných informací by letadlo měla pohánět přirozená přeměna vhodných radioizotopů. Konverze tepelné energie

### 3.3.2 Dlouhé lety <sup>71</sup>

Pro dlouhé lety do vesmíru se dnes používá chemických směsí paliva<sup>72</sup>, které jsou velmi nešetrné k životnímu prostředí. Tato paliva jsou zároveň limitními faktory pro maximální vzdálenost a dopravitelnou hmotnost zařízení. Závislost mezi hmotností „vymrštěného“ paliva na hybnosti, kterou dodává zařízení, je určena tzv. Ciolkovského rovnicí. Dle této rovnice se konstruuji a plánují dosavadní lety do blízkého vesmíru. Pro cestování do vzdáleného vesmíru by cesta dle platnosti dané rovnice trvala příliš dlouho. Vývojáři se nyní snaží tuto rovnici obejít a využít jaderného pohonu, který je mnohem koncentrovanější než dosavadní paliva. Pro kratší lety se již využívá radioizotopových přeměn, především u družic pracujících ve větší vzdálenosti od Slunce (kap. 4.1).

Při pohonu vesmírné lodi jaderným pohonem opět nastupuje problematika stínění. Dnešní možnosti stále nedovolují stínění lehkým revolučním dobře stínícím materiálem<sup>73</sup>. Problematika stínění nezasahuje pouze do bezpečnosti posádky, ale také do kompatibility jednotlivých součástek. Záření ničí elektroniku a zeslabuje mechanické vlastnosti materiálů. Pro nasazení jaderných pohonu do vesmírných misí musí být kromě ekonomičnosti tedy zajištěna i jaderná bezpečnost. Možnosti pohonu rakety pomocí jaderné energie jsou dnes tři<sup>74</sup>.

1. Reaktivní motor – Jaderným, nebo termojaderným reaktorem je ohříván plyn, který vyletuje za vysoké teploty (plazma) z trysek a pohání tím raketu.
2. Pulzní motor – Mikrovýbuchy dodávají energii raketě, a to buď přímo (malé jaderné, nebo termojaderné bomby), anebo nepřímo (termojaderné palivo zapalované laserem).
3. Iontový motor – Jaderný reaktor vyrábí elektřinu, která zajišťuje urychlení iontů. Tyto ionty jsou elektrickým polem urychleny na vysoké výtokové rychlosti, a tím urychlují raketu.

Z těchto možností byl do skutečné mise nasazen pouze iontový motor, a to v družici Deep Space 1 vypuštěné roku 1998.

---

je ale velkou otázkou. Jako radioizotop by bylo možné využít dostupnější izotop s kratším poločasem přeměny, aby letadlo mohlo létat po dobu dní až týdnů. Zpráva převzata z deníku THE GUARDIAN, dostupné z: [ <http://www.guardian.co.uk/world/2012/apr/02/us-plans-nuclear-drones> ].

<sup>71</sup> Kapitola vychází z článku na webu atominfo.cz, z rozhovoru s ruským konstruktérem vesmírných raket Ravilem Achmetovem, dostupné z: [ <http://atominfo.cz/2010/11/ravil-achmetov-hlavni-konstrukter-ruskych-vesmirnych-raket-ciolkovskeho-vzorec-uz-je-vycerpan-bez-jadernych-pohonu-se-do-vzdaleneho-vesmiru-nedostaneme/> ]

<sup>72</sup> Například směs kyslíku a leteckého benzínu, nebo neekologický hydrazin rozkládající se na vodík a čpavek.

<sup>73</sup> Konstrukteři zvažují možnost umístění jaderného pohonu nejdále od posádky na speciální rameno.

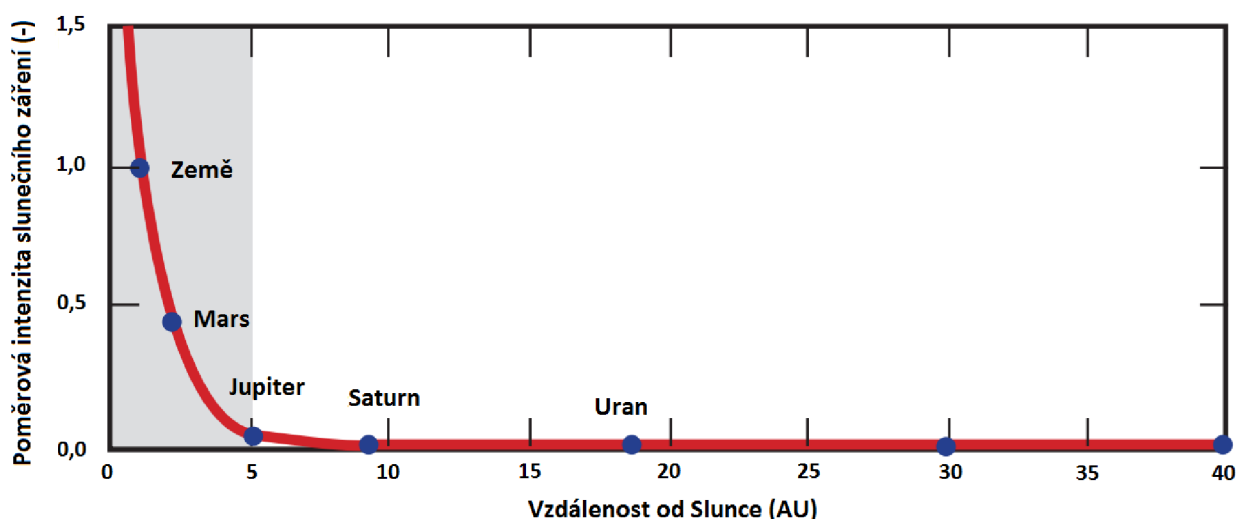
<sup>74</sup> Rozdělení převzato z prezentace Wagner, V. Jaderné zdroje pro vesmír aneb jak získat energii tam, kde Slunce nesvítí. Ústav jaderné fyziky AVČR, 250 68 Řež. [cit. 2013-05-20].

## 4 PLUTONIOVÝ RPS

Radioizotopový energetický zdroj (RPS) lze rozdělit do dvou hlavních skupin. První skupinu tvoří radioizotopové termoelektrické generátory (dále RTG), které vzniklou tepelnou energií konverzují na elektrickou energii. Druhou skupinou jsou radioizotopové tepelné jednotky (dále RHU), které tepelnou energii ohřívají potřebné části daného zařízení. RTG patří mezi zdroje elektrické energie dodávající do místa spotřeby výkon v desítkách  $W_e$  (až cca  $300 W_e$ ). Hlavní využití RTG je nedílně spojeno s vesmírem, respektive misemi mimo planetu Zemi.

V převážné většině se při kosmických misích využívá fotoelektrické články, které přeměňují energii na principu fotoelektrického jevu (fotoefekt). Elektrický výkon těchto zdrojů je závislý na ploše instalovaných článků a na intenzitě záření. Pro kosmické mise je velikost zařízení velmi důležitá, jelikož doprava objemných a těžkých zařízení je neekonomická a velmi pracná. Jelikož intenzita záření klesá se čtvercem vzdálenosti od Slunce, využití fotoelektrických panelů není pro vzdálenější mise vhodné. Na planetě Jupiter, která je od slunce vzdálena asi 5,2 krát více než naše planeta Země, je intenzita záření asi  $50 W \cdot m^{-2}$ . V porovnání s intenzitou záření  $1352 W \cdot m^{-2}$  na naší planetě, je to 27 krát méně [31]. V případě využití fotoelektrických článků při tak nízké intenzitě se rapidně sníží účinnost, potažmo specifická elektrická energie (elektrický výkon vztážený na kilogram). Grafické porovnání intenzit vybraných planet lze nalézt na Obr. 4.1. Mise na odvrácenou stranu měsíce jsou také nepředstavitelné s použitím fotoelektrických článků, stejně tak jako mise do míst s častými písečnými bouřemi. Řešením jsou právě RTG, které mají výborné vlastnosti pro vyslání do kosmu, nebo obecně pro práci v bezobslužném stavu.

Jako zdroje elektrické energie v umělých družicích ovšem stále z mnoha důvodů převažují fotoelektrické články. Hlavní výhodou je vyšší specifická elektrická energie v příhodných podmínkách, a hlavně cena a dostupnost materiálů. Hlavní nevýhody jsou neschopnost zařízení pracovat v prašných bouřích, nebo v případě, kdy se slunce nachází za obzorem planety, na které zařízení pracuje. Noční režim zařízení částečně kryjí akumulátory, do kterých je energie částečně akumulována. Kapacita dopravitelných akumulátorů je ale omezena jejich hmotností.



Obr. 4.1: Poměrová intenzita záření vztážená na vzdálenost od Slunce<sup>75</sup>, přepracováno z [40].

<sup>75</sup> AU (Astronomic Unit) = 149 597 870 700 m.

## 4.1 Radioizotopové termoelektrické generátory

RTG jako zdroj elektrické energie funguje na principu přirozené radioaktivity určitých nestabilních izotopů objevené A. H. Becquerelem 1896. Radioaktivitou je chápána schopnost atomových jader vysílat záření. Dělí se na radioaktivitu samovolnou neboli přirozenou (přírodní) a vynucenou radioaktivitu neboli umělou. Radioaktivní záření se skládá ze tří různých složek, konkrétně jimi jsou  $\alpha$ ,  $\beta$ , a  $\gamma$ . Přímým důsledkem záření je úbytek nestabilních jader.

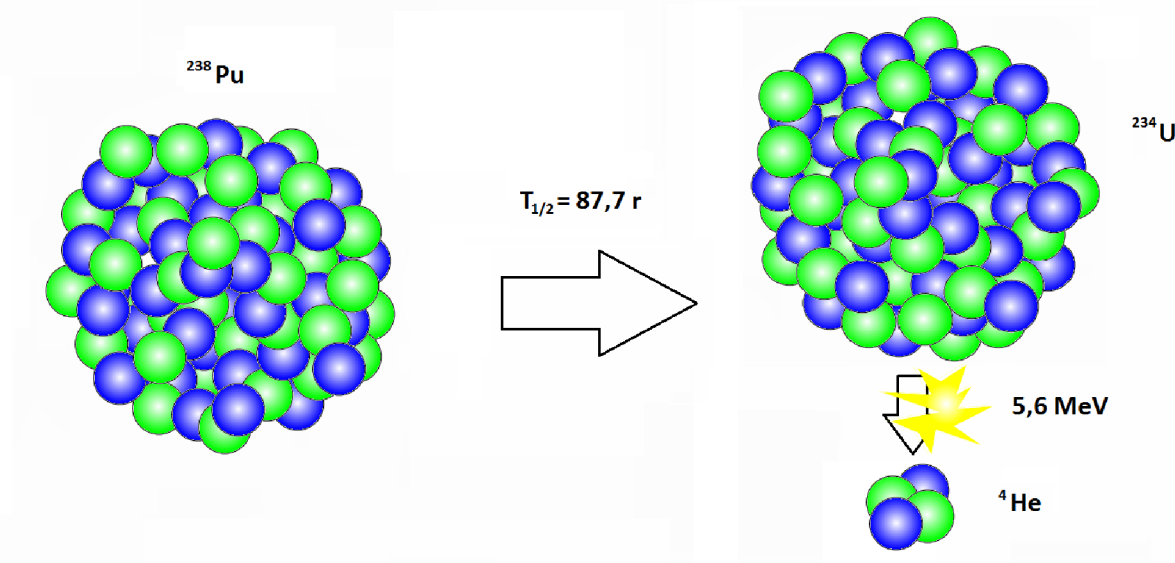
Hlavním kritériem pro možnost využití radioizotopu v RTG je jeho poločas přeměny a právě druh přeměny. Druh přeměny je důležitý z důvodu stínění elektronických součástek systému před zářením a hlavně z důvodu efektivity předání energie cílové části systému. Poločas přeměny se značí  $T_{1/2}$  a statisticky vyjadřuje dobu, za kterou se právě polovina jader daného radioizotopu přemění jednou z dále uvedených přeměn. Tento parametr je důležitý pro výpočet maximální možné doby provozování elektroenergetického zdroje. Při přeměně jednotlivých jader se uvolňuje energie, která je kinetickou formou emitovaných částic unášena do cílového materiálu, kde se přemění na energii tepelnou. V případě RHU je tímto procesem přeměn energií u konce a daný zdroj dodává tepelnou energii potřebnému systému, pro který je určen. Stejný princip platí v RTG, s tím rozdílem, že tepelná energie není předávána okolí, nýbrž konvertoru, který tepelnou energii přemění na energii elektrickou. Obecně lze říci, že nejvhodnější je radioizotop s přeměnou  $\alpha$  a poločasem přeměny v řádu let až desetiletí.

Poločas ovšem nesmí být natolik dlouhý, aby bylo zapotřebí příliš velké množství paliva. Hledá se tedy kompromis, který je ještě ovlivněn dostupností daného materiálu a také druhem přeměny izotopu. Nejvhodnější je přeměna alfa, jelikož se dá lehko odstínit a energii tedy snadno předává bez nebezpečného záření do okolí. Jako nevhodnější izotop pro běžné vesmírné mise se dnes využívá  $^{238}\text{Pu}$  s poločasem přeměny 87,7 let<sup>76</sup>, doprovázeného přeměnou alfa, schematicky znázorněnou na obrázku Obr. 4.2. Při kratších misích byl dříve Sovětským svazem použit izotop polonia  $^{210}\text{Po}$ , který má poločas přeměny 138,376 dní<sup>76</sup> a taktéž se jedná o přeměnu alfa.

---

<sup>76</sup> Poločas přeměny z [22].





Obr. 4.2: Přeměna radioizotopu  $^{238}\text{Pu}$  s poločasem přeměny 87,7 r<sup>77</sup>.

Tepelná energie uvolněna přirozenou přeměnou se z části (5-35 %) přemění na elektrickou. Část zbytkového tepla je pak využita na oteplení potřebných zařízení a nevyužité teplo (odpadní) se pomocí chladičů odvede do okolí.

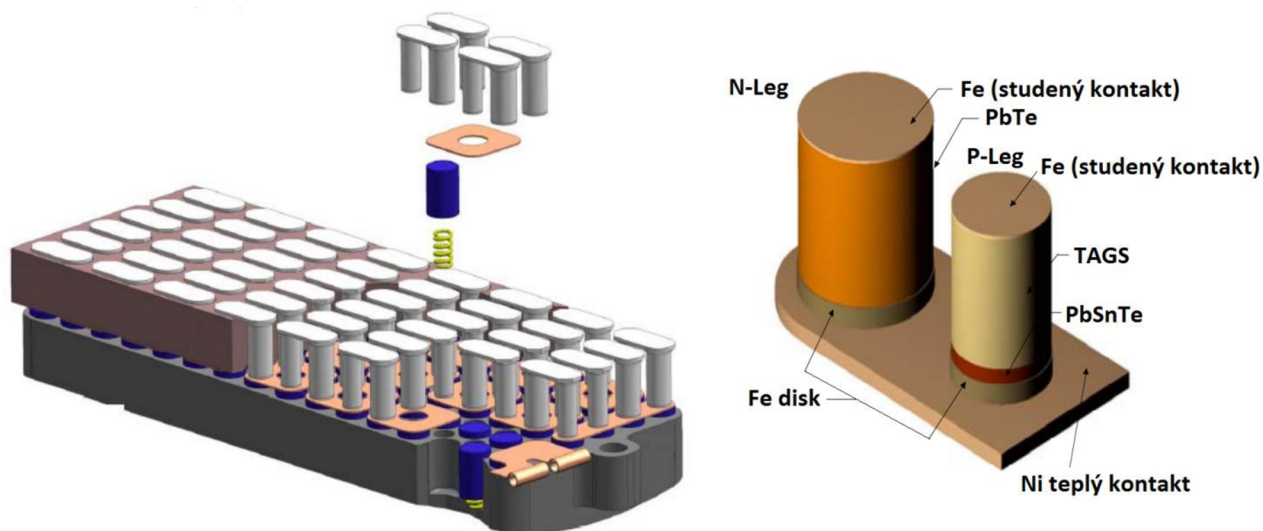
#### 4.1.1 Přeměna tepelné energie na energii elektrickou u RPS

Tepelnou energii lze přeměnit na elektrickou, pomocí parních turbín (Clausiusův-Ranklinův cyklus), který je využíván u běžných tepelných elektráren, ale i jinými způsoby. Dalšími způsoby jsou přeměny pomocí termoelektrických článků, Stirlingova motoru, termionických přeměn, plynových turbín a dalších, pro praxi méně využitelných, způsobů. Tyto způsoby přeměny se začaly více zkoumat až v době výzkumu RPS pro vesmírné a vojenské účely.

##### 4.1.1.1 Termoelektrické články

Ve vesmíru se k přeměně tepelné energie na elektrickou využívá principu Seebeckova jevu, který byl objeven roku 1821 Estoncem Thomasem Johannem Seebeckem. Zařízení, respektive součástka, pracující na tomto principu, se nazývá termoelektrický článek, viz Obr. 4.3. Princip Seebeckova jevu lze popsat jako elektrický potenciál vznikající mezi dvěma kontakty dvou rozdílných kovů při současném rozdílu teplot, dle rovnice  $\Delta U_e = (\alpha_1 - \alpha_2) \cdot \Delta T$ . Velkou výhodou přeměny termoelektrickými články je vysoká spolehlivost provozu i v nestandardních podmínkách, která je důsledkem absence pohyblivých částí systému. Právě spolehlivost je ve vesmírných aplikacích stěžejní, jelikož úspěšnost celé mise zpravidla stojí na zabezpečení dodávky elektrické energie cílovému zařízení. Velkým negativem termoelektrických článků je jejich nízká účinnost, která je příčinou nízkého specifického výkonu (výkon na jednotku hmotnosti). To je hlavním důvodem hledání účinnějšího způsobu přeměny vhodného pro vesmírné mise.

<sup>77</sup> Obrázek vytvořen v programech DraftSight a webovém foto editoru Pixlr [ <http://pixlr.com/editor> ], data z [22].



Obr. 4.3: Schéma termoelektrického článku používaného v MMRTG, přepracováno z [14].

Termoelektrické články (TEC) se zapojují elektricky do série a tepelně paralelně. Délka TEC je asi 1 cm. Jejich počet závisí na velikosti zařízení a hlavně na použitých materiálech. První generace RTG (SNAP) využívala materiál PbTe, případně PbTe/TAGS. Od generace MHW RTG se využívalo SiGe, které dokázaly odolat vyšším teplotám. V poslední misi RTG (MMRTG) byly využity opět termočlánky PbSnTe/TAGS TEC [52].

#### 4.1.1.2 Stirlingův motor <sup>78</sup>

Stirlingův motor je tepelným motorem, ve kterém se využívá rozdílu tlaku mezi ohříváním a chlazením plynným. K ohřívání se obecně může použít libovolný zdroj tepelné energie. Účinnost přeměny je oproti termoelektrickým článkům zhruba trojnásobná (asi 20 %) [30]. Nevýhoda spočívá v pohyblivých částech stroje, které se mohou poškodit, zadrhnout, nebo při zanešení pouze zvýšit tření a tím snížit účinnost. V případě znečištění se může motor úplně zničit. Další nevýhodou jsou vibrace motoru, které mohou mít negativní vliv na měřicí zařízení v napájeném stroji, a to jak na jejich životnost, tak i přesnost měření (měření seismicity). Agentura NASA již vlastní experimentální zařízení s touto přeměnou energie, na kterém provádí pokusy a testy (ASRG). Doposud nebylo do kosmu vysláno zařízení s tímto konvertorem.

#### 4.1.1.3 Termionické přeměny

Edisonem objevený způsob přeměny tepelné energie na elektrickou se nazývá termionická přeměna. V běžné praxi nemá příliš velké využití, jelikož princip funguje pouze za vysokých teplot. Jedná se o přímou přeměnu tepelné energie na elektrickou pomocí emitovaných elektronů za vysokých teplot. Efektivita přeměny je poměrně příznivá, ale dosahované teploty musí být tak vysoké, že využití je možné pouze pro speciální aplikace. Tento druh přeměny byl využit v ruském jaderném reaktoru pro vesmírné mise TOPAZ I, který byl dokončen roku 1987 a pracoval na družicích Kosmos 1818 a 1867 [30]. Účinnost konverze byla asi 3,3 %. Další aplikace se termionické přeměny nedočkaly, jelikož byl vesmírný reaktorový program v Rusku ukončen z důvodu rozsáhlých protestů a finanční náročnosti [30].

<sup>78</sup> Kapitoly „Stirlingův motor“, „Termionické přeměny“ a „Plynové turbíny“ vychází z [30].

#### 4.1.1.4 Plynové turbíny

Účinnost plynových turbín pohybuje v desítkách procent. Agentura NASA testovala tzv. Braytonův systém, ve kterém je využíváno inertního plynu (héliu a xenon). Účinnost byla necelých 30 %. Hlavní nevýhoda spočívá v problematice otřesů turbíny, jelikož její nutná přesnost je konstruovaná na jemné zacházení, kterého se při vesmírných aplikacích nedostává. Hlavními kritickými body je start, vzlet a přistávání. Tento druh konverze byl plánován v projektu JIMO<sup>79</sup>, který byl z finančních důvodů ukončen. Plynové turbíny se nasazení ve vesmírných misích zatím také nedočkaly.

#### 4.1.2 Jednotlivé generace RTG v USA<sup>80</sup>

Za více jak 50 letou historii bylo agenturou NASA do kosmu vysláno 46 RTG<sup>81</sup> ve 27 misích. Vesmírná mise je při využití RTG místo fotoelektrických článků znatelně prodražena, jelikož cena systému RTG je asi  $\text{US\$}12\,500\text{ W}^{-1}$  [56].

Z více jak tisíce radioaktivních izotopů, které byly identifikovány, má pouze asi 50 z nich poločas přeměny mezi 100 dny až 100 roky [56]. Pro množství izotopu  $m$  je při krátkém poločase přeměny dostupný velký tepelný výkon s nízkou časovou stabilitou. Izotop je tedy vhodný pro kratší mise. Při stejném množství izotopu s dlouhým poločasem přeměny je k dispozici nízký tepelný výkon, který je velmi stabilní v čase. Nejvíce využívaným izotopem je v dnešní době  $^{238}\text{Pu}$  s poločasem přeměny 87,7 let. Nastává zde ale problém s jeho omezenou dostupností a vyšší cenou. Pro NASA je již tento izotop nedostatkové zboží a plánují vlastní výrobu od roku 2020. Do té doby budou částečně závislí na zbytku ruských dodávek<sup>82</sup>.

##### 4.1.2.1 SNAP<sup>83</sup>

V polovině 50. let vyjádřily Spojené státy americké požadavek na spolehlivý dlouho žijící vesmírný systém dodávající elektrický výkon v jednotkách  $W_e$ . Výsledkem byl zdroj elektrické energie pracující na principu přeměny tepelné energie uvolněné přirozenou přeměnou radioizotopů pomocí termoelektrických článků. První výzkumný program v této oblasti byl označován zkratkou SNAP (Systems Nuclear Auxiliary Power). V USA bylo pod tímto programem vynalezeno několik druhů RTG a malých reaktorů pro vesmírné a vojenské účely.

Některé vynalezené RTG byly úspěšně vyslány v satelitech a vesmírných výzkumných misích do kosmu. U RTG vyvinutých v tomto programu se účinnost přeměny pohybovala mezi 4 - 5 %. Kromě RTG byl do kosmu také vyslán jeden zkušební reaktor SNAP 10A s požadavky minimálního výkonu  $500\text{ W}_e$  po dobu minimálně jednoho roku [63]. Tento reaktor bez problémů fungoval 43 dní. Poté byl provoz ukončen z důvodu poruchy regulátoru napětí v kosmické lodi Agena, na jejíž palubě reaktor pracoval. Hlavním cílem bylo studovat chování reaktoru ve vesmírných podmínkách. Výška zařízení SNAP 10A byla 347,8 cm s průměrem 127 cm a celkovou váhou 436,4 kg. Z této váhy pokrývá stínění celých 100 kg a diagnostické přístroje 22,7 kg [63]. Během let 1965-1969 bylo postaveno dalších 15 oficiálně nevypuštěných reaktorů s termoelektrickými konvertory [56].

<sup>79</sup> JIMO = Jupiter Icy Moons Orbiter.

<sup>80</sup> Kapitola vychází ze zdrojů [55], [11], [46], [7], [25], [23] a [33].

<sup>81</sup> Jedná se pouze o RTG (bez RHU), zdroj [55], [7], viz Tab. A - 1.

<sup>82</sup> Graf spotřeby a budoucí výroby viz [21].

<sup>83</sup> Kapitola SNAP vychází ze zdrojů: [12], [33], [56].

### SNAP-1<sup>84</sup>

Od ledna 1957 do dubna 1959 běžel v USA program „Mercury boiler development program“, který měl dva cíle. Prvním bylo sestavení zařízení využívajícího přirozené přeměny radioizotopů na tepelnou energii a druhým cílem sestavit zařízení, které přemění vzniklou tepelnou energii na elektrickou pomocí Clausiova-Ranklinova cyklu. Šlo tedy o sestavení parní turbíny pohánějící alternátor, který produkoval elektrickou energii. Cílem bylo získat zařízení produkující 3,2 kWh za den, tedy asi 133 W<sub>e</sub>.

Nejdříve (leden 1957) se uvažovalo využití izotopu polonia <sup>210</sup>Po s ocelovou obálkou paliva, bez stínění. V konečné fázi (říjen 1957 - duben 1959) se předpokládalo využití <sup>144</sup>Ce s blokovým palivovým systémem, dvěma zdroji o polovičním výkonu a rtuťovým stíněním<sup>85</sup>. Žádné z těchto experimentálních zařízení tohoto programu nebylo nikdy oficiálně vypuštěno do vesmíru.

### SNAP-3

Jedná se o první RTG zařízení vyslané do kosmu. SNAP-3B generátory byly využity v navigačních satelitech Transit-4A a -4B patřícím US Navy. Jednotlivá zařízení byla vyslána 29.6.1961 a 15.11.1961<sup>86</sup>. Zařízení byla navržena na dobu životnosti 5 let a obsahovala zapouzdřené peletky kovového <sup>238</sup>Pu o výkonu 52,5 W<sub>t</sub>. Celé zařízení dodávalo po konverzi elektrický výkon 2,7 W<sub>e</sub>. Konverzi systému zprostředkovalo 27 odpružených, do série zapojených párů termoelektrických článků, které byly vyrobeny z PbTe<sub>2N/2P</sub> materiálu. Termoelektrické články pracovaly s teplotami 783 K na teplém kontaktu a 366 K na studeném kontaktu. Celý termoelektrický systém vážil 2,1 kg a zprostředkoval účinnost 5-6 %. Specifický výkon zařízení činil 1,29 W·kg<sup>-1</sup>.

### SNAP-9A

Tento zdroj elektrické energie byl použit v satelitech Transit 5BN-1, 5BN-2 a 5BN-3. Generátory SNAP-9A byly výkonnější než předchozí SNAP-3, jelikož obsahovaly 6 zapouzdřených peletek kovového <sup>238</sup>Pu o celkovém výkonu 525 W<sub>t</sub>. Elektrický výkon po konverzi byl 25 W<sub>e</sub> při napětí 6 V. Oproti předchozímu typu byl zvýšen počet termočlánků na 70 kusů a změnila se teplota teplého kontaktu na 790 K a studeného na 450 K. Pro snížení sublimace na termoelektrických materiálech byl použit argon. Účinnost systému byla 5,1 % a specifický výkon 2,2 W·kg<sup>-1</sup>.

### SNAP-11 a SNAP-13<sup>87</sup>

Jako zdroj tepelné energie byl zvolen izotop <sup>242</sup>Cm s poločasem přeměny 162,8 dní<sup>88</sup>. Oba generátory (SNAP-11 a 13) byly navrženy pro misi Surveyor s životností 90 dní. Nakonec ale bylo rozhodnuto, že v této misi nebudou RTG použity, takže se izotop <sup>242</sup>Cm do vesmíru nikdy nedostal.

### SNAP-19<sup>89</sup>

<sup>84</sup> Shrnutí vychází z obsáhlé zprávy [33].

<sup>85</sup> Jednotlivé změny v programu viz [33] s. 3, „TABLE 1“.

<sup>86</sup> Datum z [7].

<sup>87</sup> Odstavec vychází ze zdroje [7].

<sup>88</sup> Poločas přeměny z [22].

<sup>89</sup> Není-li uvedeno jinak, data v odstavci vychází ze zdroje [56].

Tento zdroj elektrické energie byl použit pro mise Nimbus, Pioneer a Viking. Družice Nimbus byla vyslána v roce 1968. Celý program Nimbus byl zaměřen na dlouhodobou numerickou předpověď počasí. Porucha gyroskopu, který zajišťoval navádění, způsobila havárii vesmírné lodi Nimbus B1. Dva tandemově spojené generátory zajišťovali výkon 570 W<sub>t</sub> díky přirozené přeměně <sup>238</sup>Pu ve formě plutonio-molybdenového keramicko-kovového paliva (PMC). Palivo ve formě PMC bylo využito ve všech generátorech tohoto typu. Každý generátor mise Nimbus se skládal z 90 termočlánků spojených ve třech paralelních řadách. Dodávaný elektrický výkon každého generátoru byl 28 W<sub>e</sub> při napětí 2,6 V.

14.4.1969 byla vynesena na orbit meteorologická stanice Nimbus III. Ačkoli v předchozí misi byl použit pro konverzi materiál PbTe<sub>2</sub>N/2P, nyní se konstruktéři rozhodli pro zvýšení teploty z důvodu vyšší účinnosti. Proto se využil materiál PbTe<sub>2</sub>N/3P, a tím se dosáhlo vyšší snesitelné teploty (asi 990 K) na teplém kontaktu.

Družice Pioneer si s váhou 13,9 kg vzala za cíl průzkum planety Jupiter. Elektrický výkon na počátku mise (BOM) byl 42,5 W. Konverze systému byla zajištěna TAG-2N<sup>90</sup> termočlánky, které se vyznačovali vyšší účinností a zlepšeným dlouhodobým tepelným výkonem. Při výzkumu tohoto zařízení byla věnována velká část peněz na zvýšení bezpečnosti. Meziplanetární sonda Pioneer 10 odstartovala 3.3.1972 a Pioneer 11 pak 5.4.1973. Požadavkem na zařízení bylo dosažení výkonu 120 W<sub>e</sub> při setkání sondy s planetou Jupiter. Obě družice podmínku splnili, Pioneer 10 s výkonem 144 W<sub>e</sub> a Pioneer 11 s 142,6 W<sub>e</sub>, díky čemuž byla možnost doletu k Saturnu s výkonem 90 W<sub>e</sub>. Výkon každého generátoru byl asi 40,3 W<sub>e</sub><sup>91</sup>.

Mise Viking spočívala ve vyslání dvou družic Viking 1 a Viking 2 v srpnu a září 1975. Pro termočlánky byl použit materiál TAGS-85<sup>90</sup>. Každý generátor obsahoval 6 modulů, z nichž každému připadal 15 termočlánků. Tepelný výkon byl identický s misí Pioneer a vyjímaje termočlánků se mezi generátory nevyskytuje žádná změna.

### SNAP-27<sup>89</sup>

Generátor SNAP-27 byl využit v 6 misích na Měsíc, konkrétně Apollo 12, 13, 14, 15, 16 a 17. Všechny mise skončili úspěšným přistáním, kromě mise Apollo 13, která se zřítila do Pacifického Oceánu. Elektrický výkon jednotlivých generátorů se pohyboval od 63,5 W<sub>e</sub> u mise 13 do 77 W<sub>e</sub> u mise 17. Palivem byl izotop <sup>238</sup>Pu ve formě PuO<sub>2</sub> ve válcovém uspořádání. Okolo paliva byly připevněny termočlánky a na nich pak hliníkové chlazení studeného kontaktu. Pro misi Apollo 13 byla teplota dosažena na teplém kontaktu 866 K a 547 K na studeném kontaktu. Teploty na koncích termočlánku se u ostatních misí pohybovaly podobně (v rozmezí ±10 % teplot Apolla 13). Palivo se do grafitového lunárního modulu (GLFC) vkládalo jeden den před startem. GLFC byl navržen pro ochranu zapouzdřeného paliva pro případný návrat do atmosféry, což splnil při havárii mise Apollo 13. Všechny ostatní generátory spolehlivě fungovaly do doby, než se je agentura NASA rozhodla odpojit (30.9.1977).

### Transit-RTG<sup>89</sup>

V roce 1969 byl vyvinut první termoelektrický generátor určen pro misi delší než 5 let. Dokončen byl roku 1971 a využití se dočkal v navigačním satelitu Triad-01-1X pod záštitou

<sup>90</sup> TAG(S) = Telurid antimonu, germania (a stříbra).

<sup>91</sup> Zdroj [7], s. 348.

US Navy. Termočlánky byly sestaveny z PbTe pro N-typ a PbSnMnTe pro P-typ z 12 stran pravidelného dvanáctiúhelníku, kde pro každou stranu bylo zařazeno 36 termočlánků v řadě. Termočlánky byly přizpůsobeny k operačnímu prostředí vesmírného vakua s teplotou 673 K, což bylo sice poměrně málo, ale tento nedostatek byl vykryt větší spolehlivostí celého systému. Tepelný výkon byl  $850 W_t$  s konverzí na  $34,2 W_e$  při napětí 3 V. Hmotnost celého zařízení byla 13,6 kg a na konci mise zařízení dodávalo výkon  $30 W_e$ .

### The multi-hundred watt (MHW) RTG <sup>89</sup>

Tento druh plutoniového termoelektrického generátoru byl využit v misích Lincoln Experimental Satellites LES 8, LES 9 a v družici Voyager. Navržený elektrický výkon zařízení byl  $150 W_e$  při 30 V s životností 5 let. Konverzi zprostředkovalo 312 termočlánků situovaných ve 24 na kruhu umístěných řadách, kde každá řada obsahovala 13 termočlánků. Termočlánky byly vyrobeny z vrstev SiGe a pracovaly s teplotami 1273 K na teplém kontaktu a 573 K na studeném kontaktu. Družice Voyager 1 odstartoval 20.8.1977 a Voyager 2 5.9.1977.

### GPHS RTG <sup>92</sup>

GPHS byl typ generátoru, který způsobil převrat ve smýšlení nad RTG. Změnila se celá technologie uložení paliva do mnohem bezpečnějšího formátu. Dvě palivové peletky o průměru 27,6 mm [46] obaleny vrstvou iridia (DOP-26<sup>93</sup>) odděleny od sebe plovoucí membránou jsou vloženy do GIS<sup>94</sup> uzavřené víkem, přičemž GIS je obalena CBCF<sup>95</sup> objímkou. Mezi víkem GIS a kvádrem z FWPF<sup>96</sup> grafitu (aeroshell) je vložena podložka z CBCF, stejně jako mezi GIS a aeroshellem. Takto složené součástky jsou vloženy do jedné poloviny aeroshellu v ose „x“. Z druhé strany ve směru osy „y“ jsou vloženy stejné součásti ve stejném pořadí v ose „x“ z druhé strany. Po vložení součástí je aeroshell uzavřen víkem a tím se vytvoří celý modul. Jedna peletka dodává výkon  $62,5 W_t$ , takže celý modul má výkon  $250 W_t$ . Tyto moduly jsou vkládány na sebe a jištěny cylindrovými válečky (jistící člen) ve směru osy „z“ a tím tvoří celý tepelný zdroj GPHS RTG. Celé schéma uspořádání je vyobrazeno na Obr. 4.4. Ve válcovém mezikruží kolem modulů je poskládáno 572 SiGe termočlánků, které zajišťují konverzi tepelné energie na elektrickou při teplotě 1275 K na teplém kontaktu a 575 K na studeném.

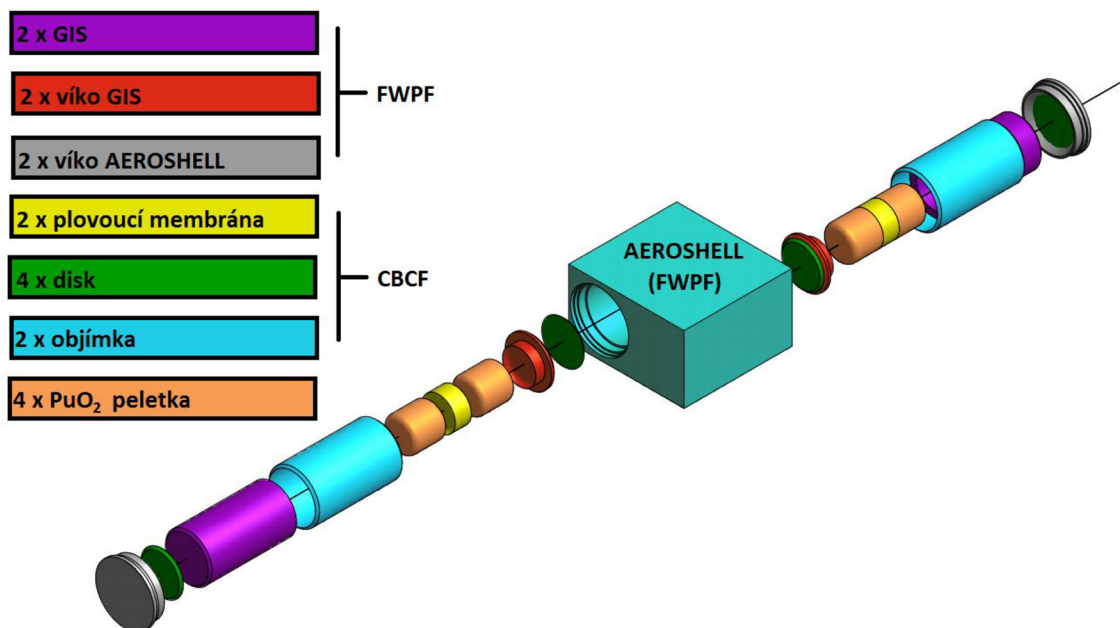
<sup>92</sup> Není-li uvedeno jinak, data v odstavci vychází ze zdroje [7].

<sup>93</sup> Materiál se skládá z Ir+0,3%W+0,006%Th+0,005%Al.

<sup>94</sup> Graphite Impact Shell – Grafitová obálka chránící při dopadu [48].

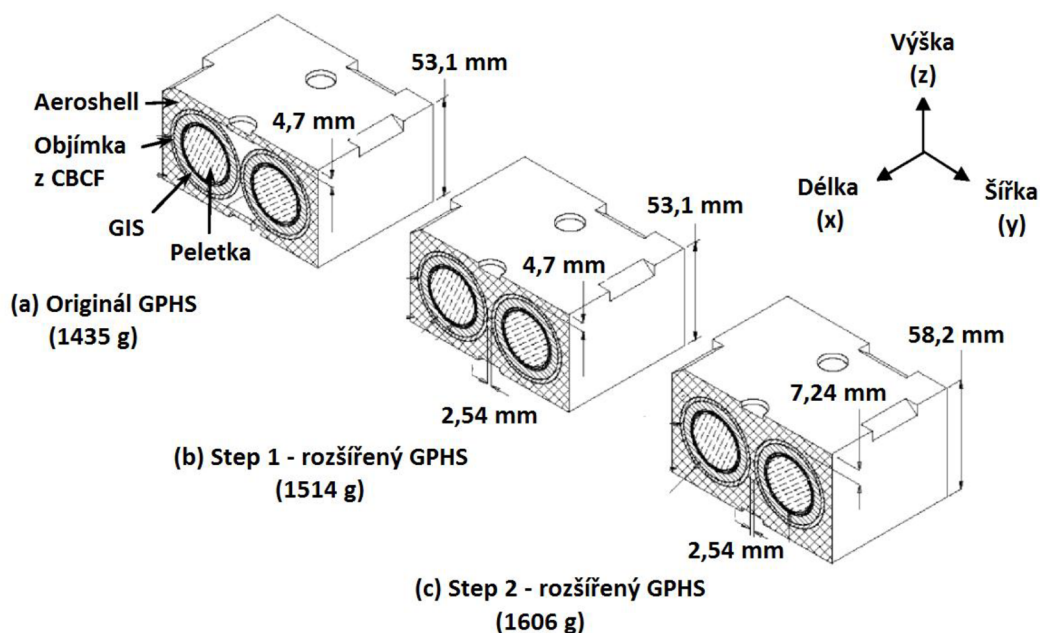
<sup>95</sup> Carbon Bonded Carbon Fiber – anizotropní materiál o malé hustotě ( $0,2 \text{ g}\cdot\text{cm}^{-3}$ ), nízká tepelná vodivost ve směru výměny k maximální izolaci [48].

<sup>96</sup> Fine Weave Pierced Fabric – skládá se z vrstev karbonových tyčinek (nanovláknů) v karbonové matici, tepelná vodivost je nastavena směry tak, že v ose „x,y“ je větší, než v ose „z“ [48].



Obr. 4.4: Schéma poskládání palivového systému v GPMS modulu <sup>97</sup>.

Celý GPMS RTG má 18 modulů, tedy celkovou délkou 114 cm s průměrem 42,4 cm a váhou 55,9 kg. Tím poskytuje elektrický výkon BOM 300 W<sub>e</sub>. Specifický výkon tohoto zařízení je 5,1-5,3 W<sub>e</sub>·kg<sup>-1</sup>, čímž dosahuje na vrchol v dosud vyráběných RTG. Jednotlivé generace GPMS modulu (poskládání paliva) se nepatrně liší, viz Obr. 4.5.



Obr. 4.5: Jednotlivé typy GPMS modulů, přepracováno z [38].

Originální GPMS (Obr. 4.5 - a) byl využit ve 3 misích - Galileo, Ulysses a Cassini. Následně vyvinutý model Step 1 (Obr. 4.5 - b) byl využit pouze v jedné misi, v družici New Horizons, která letí k planetě Pluto. Tento model měl oproti předchozímu vrstvu aeroshellu mezi CBCF

<sup>97</sup> Vytvořený model v programu AUTODESK INVENTOR 2012.

objímkami. Poslední doposud vynalezený modul Step 2 (Obr. 4.5 - c) našel využití v MMRTG (následující kapitola), ve vozítku Curiosity, které je nyní aktivní laboratoří na planetě Mars. Modul je vyšší a stejně jako Step 1 má vrstvu aeroshellu mezi CBCF objímkami.

Přirozenou přeměnou  $^{238}\text{Pu}$  je v peletkách, které jsou ve formě keramického oxidu plutoničitého, uvolňována tepelná energie. Teoretická hustota stlačeného  $\text{PuO}_2$  je asi  $11,4 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ , skutečně užívaná pak asi 83 % z teoretické. Izotop  $^{238}\text{Pu}$  se v přírodě samozřejmě nevyskytuje.  $^{238}\text{Pu}$  je získáván ostřelováním izotopu  $^{237}\text{Np}$  silným tokem neutronů, čímž vznikne izotop  $^{238}\text{Np}$ , který se přeměňuje s krátkým poločasem přeměny na  $^{238}\text{Pu}$ . Výrobu plutonia lze popsat rovnicí



kde  $T_{1/2}$  značí poločas přeměny. Výroba plutonia ovšem potřebuje velmi silný zdroj neutronů. Dávka  $^{237}\text{Np}$  je do reaktoru vložena na 6-12 m a po vyjmutí z reaktoru podrobena velkému množství purifikačních procesů k oddělení  $^{238}\text{Pu}$  od ostatních izotopů. V USA, stejně jako v Rusku, se již výroba plutonia ukončila. V dnešní době se pro krátkodobě plánované mise uvažuje pouze s již vyrobeným plutoniem, které USA od Ruska odkoupilo<sup>98</sup>. Dle zprávy z roku 2009 by po odečtení již využitého plutonia mělo v USA zbývat asi 5 kg [20]. Obnovení výroby je velmi nákladné, ale USA s ním v budoucnu uvažuje. Přesněji řečeno NASA i USDOE se snaží o získání dostatku financí, ale Kongres finance poskytnout odmítá. Celkové náklady na obnovení výroby  $^{238}\text{Pu}$  by se měly vyšplhat až na 150 milionů dolarů [20]. Dle plánů obnovení výroby by mělo být dostupné množství asi 2 kg ročně od roku 2018. Ve výzkumu je i levnější proces výroby v menších reaktorech na principu ozařování většího počtu menších peletek po kratší dobu [20]. Tímto postupem je možné přeměnit 0,01 % vloženého neptunia. Proces by tedy bylo nutné několikrát pakovat. I přesto by se jednalo o zlevnění, zrychlení a zjednodušení výroby, které byla možná za dobu asi 3 r a cenu asi 50 milionů dolarů [20].

Výsledně vyrobená peletka neobsahuje pouze čistý izotop  $^{238}\text{Pu}$ , jelikož by jeho výroba a zpracování by nebylo ekonomické. Hmotnostní podíl jednotlivých izotopů lze najít v Tab. 4-1.

Tab. 4-1 Hmotnostní podíl jednotlivých izotopů v peletce pro 3 typy GPHS, hodnoty z [38]

Izotop	F-7 Mass Fraction (Lockheed Martin, 1996)	Weitzberg & Snyder (1996)	MMRTG Fraction (estimated)
$^{238}\text{Pu}$	71,18%	72,50%	72,33%
$^{239}\text{Pu}$	13,23%	13,46%	11,83%
$^{240}\text{Pu}$	1,86%	1,89%	1,70%
$^{241}\text{Pu}$	0,19%	0,19%	0,09%
$^{242}\text{Pu}$	0,12%	0,12%	0,04%
$^{236}\text{Pu}$	0,0001%	0,00%	0,000001%
Jiné aktinidy	1,70%	0,00%	1,13%
Kyslík a nečistoty	11,72%	11,84%	12,88%

<sup>98</sup> Informace o výrobě a množství dostupného plutonia vychází ze zdroje [1].



Jednotlivé<sup>99</sup> mise GPHS RTG se pouze nepatrně lišily. GHPS-RTG na družicích Galileo, Cassini a New Horizont pracovaly s napětím 30 V, družice Ulysses pak s napětím 28 V. Plány s družicemi Galileo a Ulysses se změnilы dne 28.1.1986, když po 73 vteřinách explodoval raketoplán Challenger v jeho poslední misi STS-51-L. Tímto se změnilы plány s družicí Galileo. Výkon se změnil z 510 W<sub>e</sub> na 470 W<sub>e</sub> (235 W<sub>e</sub> na jeden RTG) ke konci mise po 71 000 hod (původní životnost 36 800 hod). Pro Ulysses to bylo snížení výkonu z 250 W<sub>e</sub> na 245 W<sub>e</sub> po době provozu 42 000 hod (z původních 41 200 hod). GPHS RTG v družici Cassini měl výkon na počátku mise 826 W<sub>e</sub> a po 16 letech (na konci mise) 596 W<sub>e</sub>.

Tab. 4-2 Hmotnosti jednotlivých RTG pro dané mise, převzato z [11]

Mise	Jednotka	Hmotnost RTG [kg]
Galileo	F-1	55,95
	F-4	55,92
Ulysses	F-3	55,81
Cassini	F-2	56,31
	F-6	56,45
	F-7	56,51
New Horizont	F-8 (F-5)	57,91

New Horizont má životnost 21 let a počáteční výkon 237 W<sub>e</sub>. Družice by měla dorazit k trpasličí planetě Pluto roku 2015 s výkonem minimálně 191 W<sub>e</sub>. Následně bude mise pokračovat ke zkoumání Kuiperova pásu<sup>100</sup> v letech 2016-2020.

Tab. 4-3 Parametry jednotlivých GHPS RTG vyslaných do kosmu, přepracováno z [11]

Parametry	F-1	F-2	F-3	F-4	F-4	F-5	F-6	F-7
Datum	14.12.1984	6.3.1996	15.8.1985	20.7.1985	21.7.1985	5.10.1995	8.2.1997	21.11.1996
Tepelná Energie [W <sub>t</sub> ]	4460,1	4416,5	4479,1	4435,2	4435,1	4091,1	4429,7	4427,7
Elektrická energie [W <sub>e</sub> ]								
Naměřeno	306,1	297,2	303,1	301,4	302,8	254,6	295,2	296,6
Naměřeno+korekce *	308,2	299,2	305,4	303,7	304,8	256,0	297,2	300,6
Jmenovitá	302,0	298,4	297,1	300,7	301,8	257,1	294,8	298,5
Požadovaná	>292	291	>292	>292	>292	255	293	293
Napětí	30,02	30,02	28,02	28,04	29,97	30,03	29,95	29,98
Vnitřní rezistance [Ω]	2,197	2,229	2,194	2,169	2,174	2,387	2,225	2,245
Izolační rezistance [kΩ]	2,20	3,75	2,10	3,40	3,40	29,31	6,50	3,44
Průměrná teplota RTG [K]	520,0	517,1	520,0	519,0	519,0	509,6	518,4	519,1
pozn.: F - 1, 4 = <b>Galileo</b> ; F - 3 = <b>Ulysses</b> ; F - 2, 6, 7 = <b>Cassini</b> ; F - 8 = <b>New Horizont</b> ; F = Fligh unit								
*korekce = Naměřeno + (0,02)·I <sup>2</sup> ; I = výstupní proud měřený z RTG [A]; 0,02 = velikost odporu na pin kontaktech v jednotkách [Ω]								

<sup>99</sup> Data v textu až po kapitulu **MMRTG** vychází ze zdroje [11].

<sup>100</sup> Kuiperův pás je oblast sluneční soustavy cca mezikruží od 30 AU do 55 AU od Slunce.

Termočlánky, které byly v misích využity, měly stejné parametry a jejich pracovní hladiny se lišily pouze nepatrně<sup>101</sup>. Design termočlánků je založen na úspěšných člancích z MHW-RTG, ovšem s několika rozdíly. Termočlánky v GPHS-RTG jsou menší v průměru, ale asi dvakrát delší a mají asi dvojnásobný počet P-N párů. Díky tomu generují zhruba dvojnásobnou elektrickou energii oproti MHW-RTG.

V každém zařízení bylo použito 18 GPHS modulů, které dodávaly 4 410 W<sub>t</sub>, vyjímaje GPHS pro sondu New Horizon, jelikož ten byl složen ze dvou druhů paliva. 52 peletek bylo použito z náhradního zařízení (F-5) pro Galileo/Ulysses a zbylých 20 bylo čerstvé ruské palivo. Proto byl jmenovitý výkon BOM pouze 3 948 W<sub>t</sub>.



**SNAP-19 PbTe RTG  
(1960-1070)**

**SiGe MHW RTG  
(1970)**

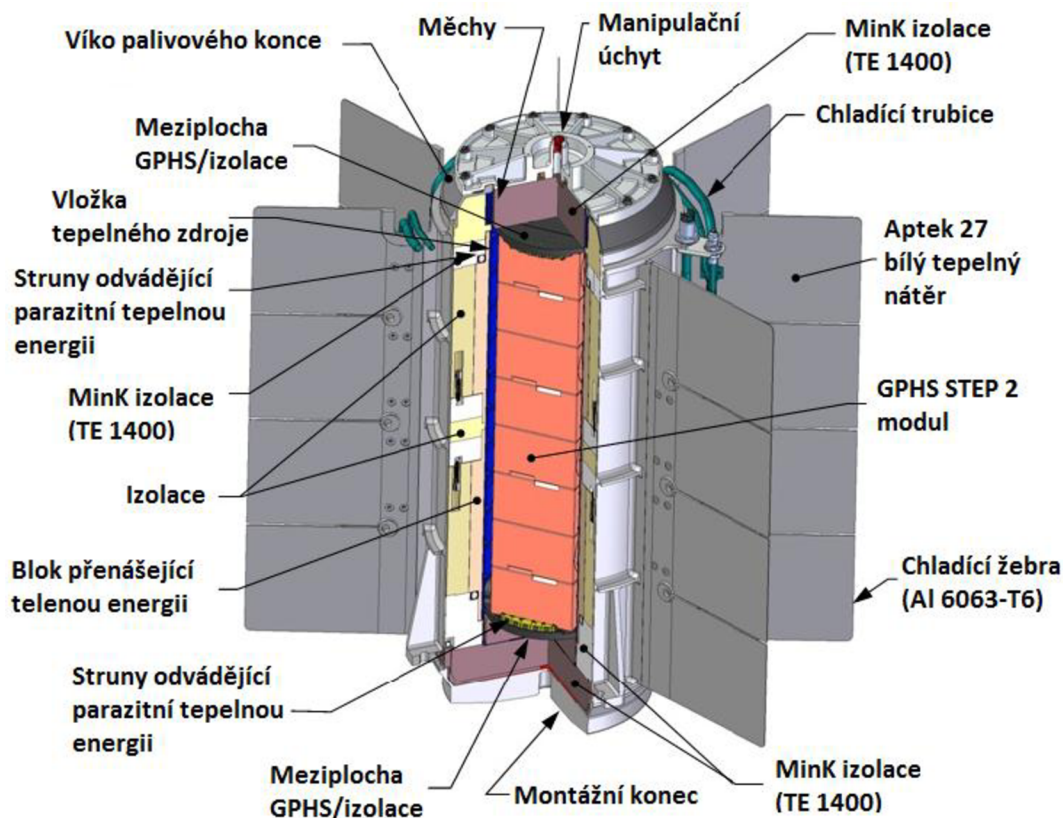
**SiGe GPHS RTG  
(1980-2006)**

*Obr. 4.6: Porovnání vybraných generací RTG, převzato z [15].*

## MMRTG

Multi-Mission Radioisotope Thermoelectric Generator je nástupcem GPHS generace. Jedná se o vyvinutější systém vycházející z generace GPHS Step 2. V tomto zařízení byly použity termočlánky pracující s nižší teplotou na teplém kontaktu. Tím se samozřejmě snížila účinnost systému, ale tento krok byl nutný, z důvodu menšího zdroje, tedy nižšího tepelného výkonu. MMRTG se skládá z 8 GPHS Step 2 modulů dodávajících 2 kW<sub>t</sub> tepelné energie, po jejíž konverzi 768 PbSnTe/TAGS+PbTe termočlánky je na svorkách zařízení výstupní výkon 123 W<sub>t</sub> při napětí 28 V [15].

<sup>101</sup> Viz s. 9, „Table 2“ ze zdroje [11].



Obr. 4.7: Schématický popis MMRTG, přepracováno z<sup>102</sup>.

MMRTG se vyvíjelo přímo pro pohyblivou laboratoř operující na planetě Mars, proto má zařízení speciální vlastnosti oproti běžným RTG. Hlavní důraz byl kladen na spolehlivost a dlouhou životnost zařízení při minimálním poklesu účinnosti. Teplý kontakt termočláнку dosahuje teploty 811 K a studený kontakt 483 K. Při poklesu teploty teplého kontaktu na téměř dvě třetiny, by bylo logické očekávat rapidní pokles účinnosti konverze. Pokles účinnosti ovšem nebyl tak velký z důvodu využití novějších technologií a lepšího uspořádání součástí systému. Účinnost zařízení poklesla pouze na 6,2 %. Životnost zařízení je navržena na 14 roků. MMRTG byl využit jako zdroj elektrické energie pro robotické vozítko Curiosity Rover, alias Mars Science Laboratory (MSL). MMRTG má výšku 64 cm s průměrem taktéž 64 cm a hmotností 44,1 kg. Kosmická loď odstartovala 26.11.2011 a MSL úspěšně přistálo na planetě Mars dne 6.8.2012.

#### 4.1.3 Jednotlivé generace RTG v Rusku<sup>103</sup>

V období od 3.9.1965 do 16.11.1996 vyslalo Rusko (Sovětský svaz) do kosmu 40 vesmírných jaderných zařízení ve 40 misích. Z celkového počtu pracovalo pouze 7 zařízení na principu přirozené přeměny radionuklidů (RPS) a zbylých 33 zařízení na principu štěpení jader, tedy jaderných reaktorů. RTG vyslané do kosmu pokrývají tedy minoritní část zdrojů ruského kosmického programu, s celkovým počtem 5 kusů. Zbylá 2 radioizotopová zařízení se řadí pouze do tepelných jednotek (RHU).

<sup>102</sup> [http://en.wikipedia.org/wiki/File:MMRTG\\_schematic\\_-\\_english\\_labels.png](http://en.wikipedia.org/wiki/File:MMRTG_schematic_-_english_labels.png)

<sup>103</sup> Všechna data vychází ze zdroje [9].

První dvě „jadernou přeměnou poháněné“ mise Cosmos-84, resp. Cosmos-90 byly vypuštěny 3.9.1995, resp. 18.9.1995. Obě zařízení poskytovala elektrickou energii o výkonu 20 W<sub>e</sub> a jako zdroj využívala <sup>210</sup>Po. Následující dvě zařízení, tzv. lunochody (LUNOKCHOD), Cosmos-300 a Cosmos-305 byla vyslána 23.9.1969 a 22.10.1969. Obě zařízení selhala aniž by dosáhla orbity Země a zřítily se 27.9.1969 a 24.10.1969. Zařízení byla navržena tak, aby při návratu do atmosféry shořela. Poslední ruskou misí bylo vyslání zařízení MARS 96 dne 17.11.1996. Zdrojem tepelné energie byl izotop <sup>238</sup>Pu s termočlávkovou konverzí na elektrický výkon 0,2 W<sub>e</sub>. Tato mise selhala z důvodu nedosažení dostatečné rychlosti k opuštění přitažlivosti Země. Zařízení se zřítily do Jižního Pacifiku k pobřeží Chile a Bolívie. Na rozdíl od předcházejícího poloniového typu RTG bylo zařízení navrženo k bezpečnému návratu zpět do atmosféry a úspěšně to zvládlo.

### Bezpečnost RPS

Jelikož se jedná o jaderné zařízení, které obsahuje určité množství radioaktivního izotopu, musel se před startem prvního RPS do vesmíru navrhnout nouzový plán pro případ havárie a následný návrat do atmosféry. První konstrukce uvažovaly shoření zařízení při návratu do atmosféry. Tento katastrofický scénář bohužel vzala za své mise Transit 5BN-3 roku 1964 [7]. Jednalo se o první havárii kosmického tělesa s radioizotopovým zdrojem na palubě. Následně pak v roce 1969, kdy se zřítily ruská lunární sonda (lunochod). V NASA byl krizový plán po havárii v roce 1964 přehodnocen a konstrukce navržena na zvládnutí průletu atmosférou. Hlavní důvody k tomuto kroku bylo lidské mínění a hlavně možnost využít havarované palivo. Tento scénář se již také udál v roce 1968 při zřícení družice Nimbus B-1. Dle plánů se plutonium dohledalo (v hloubce asi 90 m u pobřeží Kalifornie) a po přepracování bylo znovu použito [29].

## 4.2 Radioizotopové tepelné jednotky RHU

V některých misích bylo využito pouze tepelných jednotek (RHU) využívajících pouze tepelnou energii z přirozené přeměny vhodných radioizotopů bez dodatečné konverze. První taková jednotka byla využita při přistání člověka na Měsíci dne 20.7.1969.

### Apollo Lunar Radioisotopic Heater (ALRH)<sup>104</sup>

Zdroj tepelné energie ALRH pro seismické měřicí zařízení na Měsíci zajišťovalo přežití zaznamenávajícímu přístroji během dlouhých mrazivých lunárních nocí. Tepelný zdroj vyvinut Atomic Energy Commission (AEC) byl prvním jaderným zařízením vyslaným do kosmu s lidskou posádkou. Každý ze dvou tepelných zařízení užíval jako palivo <sup>238</sup>Pu o váze 34 g. Velikost celého tepelného zdroje byla 76 mm v průměru a 76 mm na výšku s váhou 57 g. Teplo se předávalo přes dobře stínící materiál, který zachycováním emitovaných alfa částic o určité kinetické energii předával tepelnou energii převážně vedením měřicímu přístroji. Tím zvýšil teplotu z tamních -173 °C na minimálně -54 °C. Seismický měřicí přístroj vážil 45 kg a podával informace o seismických vlnách po 340 dní lunární noci.

### MHW RHU

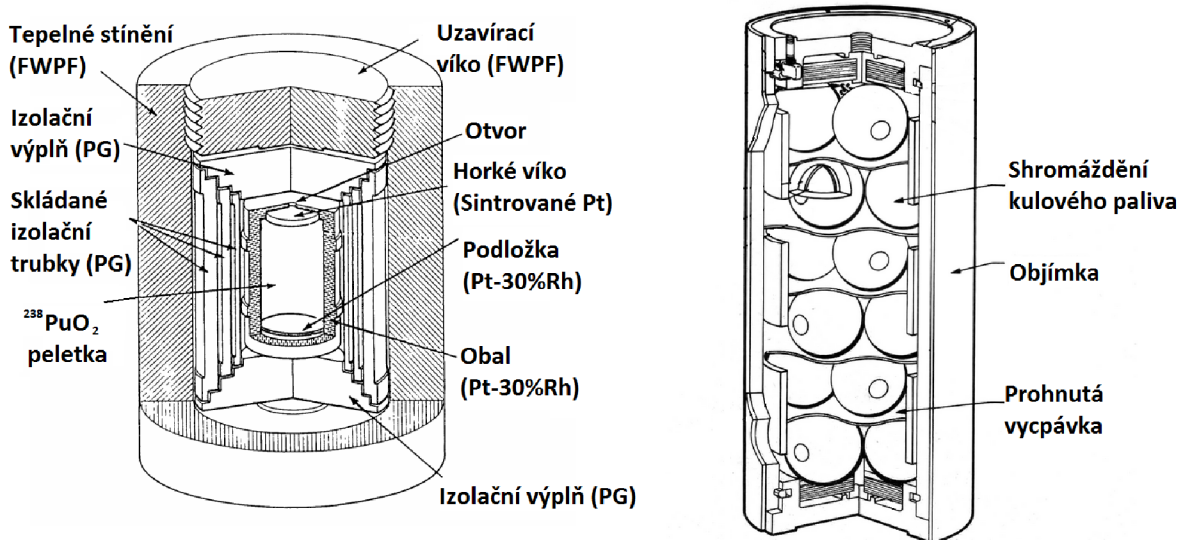
Palivo bylo poskládáno z 24 sférických (kulových) peletek stlačeného oxidu plutoničitého obalených 6 vrstvami iridiové obálky. Každá kulová peletka dodávala výkon BOM 100 W<sub>t</sub>. Pro případný návrat do atmosféry bylo shromáždění peletek zabaleno ve speciální formě grafitu

<sup>104</sup> ALRH vychází ze zdroje [13].

o vyšší pevnosti, iridiové obálce a objímce z grafitu o vysoké pevnosti a nízké tepelné vodivosti (materiál T-50). Tato jednotka nebyla nikdy využita v žádné civilní a oficiální vojenské misi.

### LWRHU<sup>105</sup>

LWRHU je lehký tepelný zdroj, který se využívá k lokálnímu ohřevu náchylných součástek zařízení, nebo při vhodném rozložení více kusů k poměrně konstantnímu ohřevu ploch. LWRHU se skládá z peletky radioizotopu  $^{238}\text{Pu}$  v keramické formě  $\text{PuO}_2$  dodávající výkon  $1 \text{ W}_t$ . Peletka je vložena do pouzdra složeného ze 70 % platiny a 30 % rhodia. Okolo pouzdra je izolace z PG<sup>106</sup> a následně aeroshell z FWPF grafitu sloužící jako ochrana při dopadu.



Obr. 4.8: Porovnání klasického LWRHU a MHW s kulovým palivem<sup>107</sup>, přepracováno z [34].

Rozměry LWRHU jsou 32 mm na výšku s průměrem 26 mm. Průměrná hmotnost jedné tepelné jednotky je 40 g, z čehož hmotnost peletky činí pouze 2,66 g. V peletce opět není 100 % zastoupení radioizotopu  $^{238}\text{Pu}$ . Zastoupení jednotlivých izotopů je podobné jako u GPHS peletek<sup>108</sup>. Tyto jednotky byly využity v misích Pioneer 10 a 11, Voyager 1 a 2, Galileo, Mars Pathfinder, Cassini a MER-A a B v celkovém počtu 257 ks.

<sup>105</sup> Odstavec LWRHU vychází ze zdroje [34].

<sup>106</sup> Pyrolytic Graphite – grafit o nízké tepelné vodivosti, která se silně závislá na teplotě.

<sup>107</sup> Přepracováno z en.wikipedia.org.

<sup>108</sup> Hmotnostní výpis jednotlivých součástí a podíl dílčích izotopů obsažených v peletce viz [34].

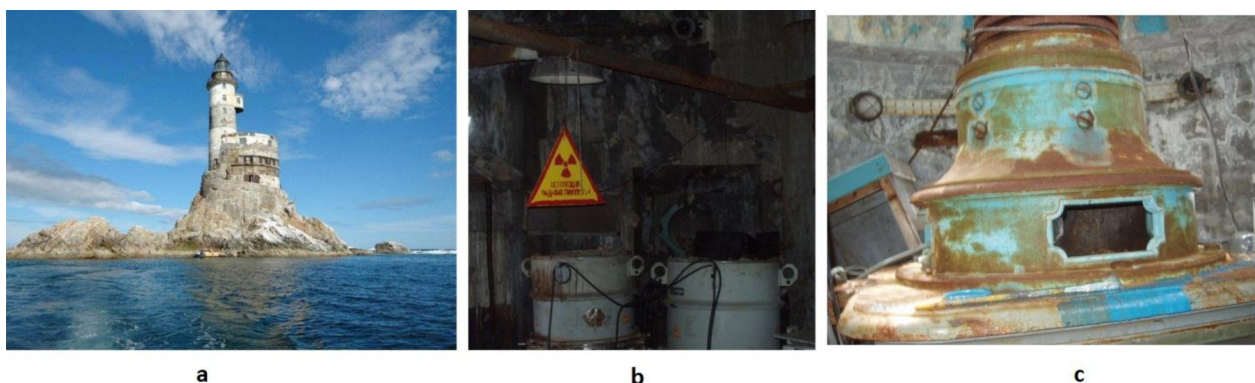
## 5 STRONCIOVÝ RPS

Radioizotopové generátory pracující na bázi stroncia byly využívány pro napájení pobřežních majáků a bezobslužných meteorologických stanic na Arktidě. Jejich vývoj začal v 60. letech v Rusku. Bylo potřeba zajistit stabilní a spolehlivý zdroj elektrické energie, který by zásoboval světelné zdroje navádějící lodě k bezpečnému proplutí kolem útesů a pevniny. Ze všech užívaných RTG na bázi stroncia, bylo 80 % využito právě ve světelných majácích od pobřeží Norska až po Dálný východ. Severní mořská cesta se využívala nejvíce v 80. letech, pak zájem o toto lodní spojení upadl. V dnešní době se k ní ovšem lodě opět vrací [53].



Obr. 5.1: Různé typy stronciových generátorů, přepracováno z [53], [65], [66] a [57].

Za celou éru Sovětského svazu bylo vyrobeno a uvedeno do provozu 1007 RTG na bázi  $^{90}\text{Sr}$ . Většina z těchto jednotek byla využita jako zdroj elektrické energie pro osvětlovací pobřežní majáky. Jednotky kusů byly využity pro rádiové majáky a zbytek, opět v jednotkách kusů, pro napájení bezobslužných, od civilizace vzdálených, meteorologických stanic.



a

b

c

Obr. 5.2: Radioizotopový  $^{90}\text{Sr}$  světelný maják<sup>109</sup>, převzato z [53].

Do roku 2003 bylo rozebráno a zabezpečeno asi 650 majáků [53], zbytek byl rozebírán v dalších letech. K roku 2010 už bylo asi 90 % [26] ze všech majáků demontováno ruským

<sup>109</sup> Obrázek a) pohled na maják z vnějšku, b) cedule varující před radioaktivním zářením, c) nádoba umístěná nad RTG.

Ministerstvem obrany, jelikož vypršela 30 letá životnost zařízení. Dalším důvodem k nákladnému odbornému demontování byl bezúčelový vandalizmus, krádeže sběrači barevných kovů<sup>110</sup> za účelem vlastního zisku a terorismus, jelikož izotop <sup>90</sup>Sr lze teroristicky zneužít na výrobu tzv. špinavé bomby<sup>111</sup> (dirty bomb<sup>112</sup>). Posledních 119 zařízení by mělo být demontováno do roku 2014 [57].

Kostry těchto RTG nebyly svařeny, takže bylo jednoduché zařízení rozebrat pouhým páčidlem a kladivem. Majáky byly logicky umístěny na odlehklých místech, proto bylo velmi náročné zajistit dostatečné kontroly. Kontrola zařízení byla uskutečněna maximálně jednou za 6 měsíců, a to buď jadernými kontrolory, nebo armádní kontrolní jednotkou. Z toho důvodu nešlo krádežím zabránit jinak, než demontováním.

I přes dnešní moderní metody plaveb s využitím GPS navigací a dalších zařízení, se určitá část majáků zachovala a RTG zdroje byly nahrazeny fotovoltaickými panely [66].

## 5.1 Hlavní rozdíly mezi RTG s <sup>90</sup>Sr a <sup>238</sup>Pu

Největším rozdílem mezi RTG na bázi plutonia a stroncia je druh přeměny. Dalším rozdílným faktorem je uvolněná energie a poločas přeměny. Zatímco izotop <sup>238</sup>Pu se přeměňuje s poločasem přeměny 87,7 let s přeměnou alfa a uvolněnou energií 5,593 MeV. Izotop <sup>90</sup>Sr uvolňuje přeměnou  $\beta^-$  energii 0,546 MeV s poločasem přeměny 28,79 let<sup>76</sup>. Při  $\beta^-$  přeměně se izotop <sup>90</sup>Sr přemění na <sup>90</sup>Y, který následně s přeměnou  $\beta^-$  o poločasu přeměny 68 h uvolní další energii, asi 2,286 MeV. Při této poslední přeměně vznikne již stálý izotop <sup>90</sup>Zr [54]. Z této řady přeměn plyne, že problematika stínění je u stronciových generátorů mnohem větší (1.10). Přeměna  $\beta^-$  má oproti přeměně  $\alpha$  hlubší vnik do stínící látky, takže stínění elektroniky a okolí je složitější, i přes nižší intenzitu záření. Dosah  $\beta^-$  záření je asi 10,62 m ve vzduchu a 0,011 m ve vodě. Proto byla uvnitř většiny majáků zvýšená radioaktivita oproti přirozenému pozadí [65].



Hladní výhodou <sup>90</sup>Sr jako paliva RTG je jeho dostupnost, jelikož se jedná o produkt štěpený v pomalých reaktorech. Z jedné tuny použitého paliva lze získat stovky gramů <sup>90</sup>Sr. Oproti tomu výroba <sup>238</sup>Pu je velmi složitý, finančně a technologicky náročný, proces.

## 5.2 Zevrubný popis a výpočet

RTG na bázi stroncia pracují ve většině případů s napětíovou hladivou 7-30 V a výkonem od jednotek wattů až do cca 80 W. Nejvíce využívaným tepelným zdrojem byl typ Radioisotope heat source 90 (RHS-90) s váhou asi 5 kg. Tento RHS disponoval výkonem 240 W<sub>t</sub> s aktivitou <sup>90</sup>Sr asi 1,5·10<sup>12</sup> Bq [53]. Dalším typem, využívaným v projektu „Ангел“ (Anděl), bylo zařízení RTG-238-0, 1/15 s průměrem 85 cm a výškou 125 cm. RTG pracoval s napětím 15 V a z důvodu

<sup>110</sup> Při této činnosti si daný sběrač odnesl více, než očekával, jelikož byl ve většině případů ozářen lokální radioaktivitou.

<sup>111</sup> K odpálení špinavé bomby lze použít běžnou rozbušku. Tím se životu nebezpečné stroncium rozptýlí do ovzduší a nastupuje lokální jaderné nebezpečí.

<sup>112</sup> Volně přeloženo jako špinavá jaderná bomba, více [Reshetin, P. V. Estimation of radioactivity levels associated with a <sup>90</sup>Sr dirty bomb event. *Atmospheric environment* [online]. 2005, č. 39, s. 4471-4477 [cit. 2012-12-06]. ISSN 1352-2310. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1352231005003353#> ].

nedostatečného stínění dodával dávkový ekvivalent ve vzdálenosti 1 m asi 5,5 mSv<sup>113</sup>. Celková aktivita všech využívaných zařízení byla asi  $2 \cdot 10^{16}$  Bq. Palivem byl izotop <sup>90</sup>Sr ve formě SrTiO<sub>3</sub> s různým množstvím paliva o různých příměsích viz Tab. 5-1.

Tab. 5-1 Převzaté a vypočtené hodnoty pro palivo <sup>90</sup>Sr RTG<sup>114</sup>.

Převzato z [26]		Vypočteno					Látka	Hmotnostní podíl [%]
RTG typ	<sup>90</sup> Sr aktivita		$m_{Sr}$	$m_{SrTiO_3}$	$N$	$P_{t=t=1s}$		
	[kCi]	[TBq]	[kg]	[kg]	[-]	[W]		
IEU-1	465,00	17205,0	3,366	9,349	2,25E+25	1505,5	Sr	36
IEU-2	100,75	3727,8	0,729	2,026	4,88E+24	326,2	Ti	28
IEU-1M	542,50	20072,5	3,926	10,907	2,63E+25	1756,4	Ca	3
IEU-2M	116,25	4301,3	0,841	2,337	5,64E+24	376,4	Zr	5
Beta-M	35,70	1320,9	0,258	0,718	1,73E+24	115,6	Ba	0,5
Gong	46,50	1720,5	0,337	0,935	2,25E+24	150,6	Mg	0,5
							O	26
							zbytek	< 1

Příklad výpočtu<sup>115</sup> pro první řádek z Tab. 5-1:

$$A = 465 \text{ kCi} = 17,21 \cdot 10^{15} \text{ Bq}; \lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{\ln 2}{28,79 \cdot 365 \cdot 24 \cdot 3600 \text{ s}} = 7,63444 \cdot 10^{-10} \text{ s}^{-1}$$

$$A = -\frac{dN}{dt} = -\frac{-\lambda \cdot N \cdot dt}{dt} = \lambda \cdot N \rightarrow N = \frac{A}{\lambda} = \frac{17,21 \cdot 10^{15} \text{ Bq}}{7,63444 \cdot 10^{-10} \text{ s}^{-1}} \doteq 2,25426 \cdot 10^{25}$$

$$m_{238Pu} = m_u \cdot A_r \cdot N = 1,6605402 \cdot 10^{-27} \text{ kg} \cdot 89,9077 \cdot 2,25426 \cdot 10^{25} \doteq \underline{\underline{3,3655 \text{ kg}}}$$

$$P = \lambda \cdot N \cdot E_{\text{přeměny}} = 7,63444 \cdot 10^{-10} \text{ s}^{-1} \cdot 2,25426 \cdot 10^{25} \cdot 546 \text{ keV} \cdot 1,60217733 \cdot 10^{-19} \text{ eV}^{-1}$$

$$P_t = 1505,5194 \text{ W} \doteq \underline{\underline{1505,5 \text{ W}}}$$

Jak lze vidět z výkonů vypočtených v Tab. 5-1, jednotlivé RTG se od sebe výrazně výkonově lišily. Výkonová odlišnost byla způsobena různými aplikacemi generátorů do různých oblastí. Vždy se ovšem jednalo o využití RTG ve smyslu autonomního zdroje v odlehlých místech. V dnešní době je stále několik (asi 100) jednotek, které neprošly demontáží. Mnohé z těchto jednotek již nebudou nikdy nalezeny, jelikož byly ukradeny, nebo ve výjimečných případech odneseny pod hladinu moře přírodními živly<sup>116</sup>.

<sup>113</sup> Data k projektu anděl převzata z ruské webové stránky dostupné z: <http://electrotransport.ru/ussr/index.php?topic=9059.0>.

<sup>114</sup> Nejběžnější typy, aktivita, hmotnosti paliva a výkon stronciových RTG. Následně složení paliva SrTiO<sub>3</sub>, data podílu látek v palivu z [58]. Sr je tvořeno ze 100 % izotopem <sup>90</sup>Sr.

<sup>115</sup> Poločas přeměny a energie přeměny z [22], relativní hmotnost z chemických tabulek dostupných online z: <http://environmentalchemistry.com/yogi/periodic/Sr-pg2.html>.

<sup>116</sup> Vychází z rozsáhlé zprávy o demontáži a umístění jednotlivých RTG [26].

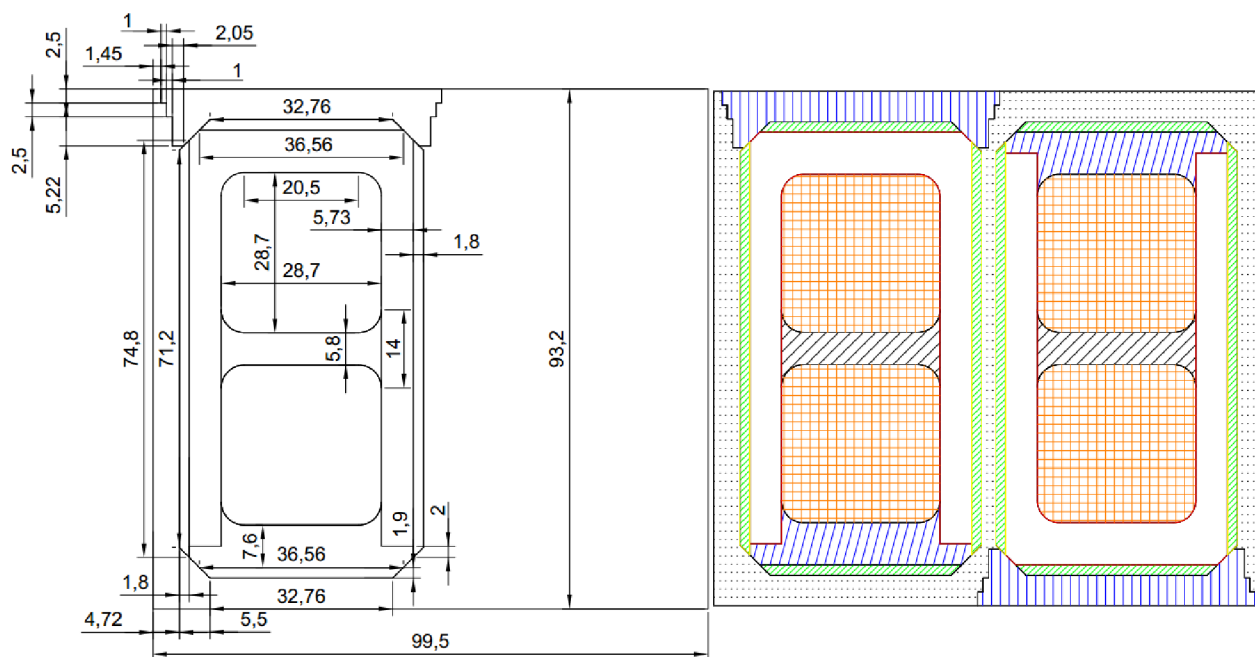


## 6 TEPELNÝ VÝPOČET A SIMULACE

Pro tepelný výpočet byl vybrán modul GPHS Step 2, jelikož se jedná o aktuálně využívaný autonomní zdroj tepelné energie, která po konverzi termoelektrickými články dodává elektrickou energii vesmírné laboratoři MSL pracující na planetě Mars. Dalším důvodem k vybrání právě tohoto modulu byla velká medializace projektu, ve kterém byl modul, resp. typ MMRTG, využit. Díky medializaci projektu technologie RTG vstoupila do podvědomí aktivně žijící populace. Projekt, díky kterému bylo vozítko Curiosity vysláno na Mars, je dílem agentury NASA. Ačkoli agentura NASA zveřejňuje velké množství informací o svých projektech, nebylo možné získat dostupnými metodami celou dokumentaci GPHS Step 2. Z toho důvodu bylo nutno dokumentaci z dostupných materiálů improvizovaně vytvořit, následně vymodelovat v CAD systému a pokusit se o výpočet v programu ANSYS, jelikož analytický výpočet tak rozsáhlého modulu nebyl možný. Po vytvoření dokumentace mohla být paralelně spuštěna výroba modelu ve skutečném měřítku. Po překonání dílčích technologických bariér se přistoupilo k samotné realizaci simulace.

### 6.1 Tvorba dokumentace a CAD modelu

Dokumentace GPHS Step 2 modulu byla vytvořena z uvedených rozměrů ve vědeckých člancích zařazených do použité literatury. Zbylé rozměry potřebné k vytvoření dokumentace byly odvozeny metodou poměrných velikostí z dostupných obrázků stejných vědeckých článků. K přístupu do databází vědeckých článků, bylo využito elektronických databází přístupných přes instituci VUT v Brně.



Obr. 6.1: Rozměry a řez GPHS Step 2 modulu<sup>117</sup>.

Po vytvoření dokumentace bylo přestoupeno k modelaci GPHS Step 2 modulu v programu Autodesk Inventor 2012. Tento model je zobrazen na Obr. 4.4.

<sup>117</sup> Dokumentace vytvořena v programu DraftSight, verze V1R3.1. Z důvodu přehlednosti je vytvořen vlevo vytvořen a okótován řez pouze polovinou modulu. Obrázek vpravo je již řezem celého modulu, popis Obr. 4.4.

## 6.2 Tepelný výpočet

Kromě základního tepelného výpočtu zdroje (peletky plutonia) je vhodné provést simulaci přestupu tepla od peletky k povrchu modulu a vypočítat největší teplotní rozdíl na peletce bez uvažování tepelných vodivostí přiléhajících materiálů.

### 6.2.1 Výpočet v programu ANSYS

Pro výpočet přestupu tepla od plutoniových peletek k povrchu GPHS STEP 2 modulu bylo využito programu ANSYS. V první fázi bylo nutné zjistit vlastnosti jednotlivých materiálů. Konkrétně bylo zapotřebí vnést do programu hustoty daných materiálů a tepelnou vodivost. Tepelná vodivost je ovšem závislá na teplotě materiálu. Z toho důvodu bylo zapotřebí dle dostupných dat odhadnout teplotu jednotlivých materiálů v požadovaném čase, kdy každý materiál má jinou teplotu. Bylo vycházeno z následujících hodnot.

4 x peletka PuO<sub>2</sub> :

$$\rho_{1400^{\circ}\text{C}} = 9200 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{1400^{\circ}\text{C}} = 2 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

4 x CBCF podložka:

$$\rho_{1200^{\circ}\text{C}} = 200 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{1200^{\circ}\text{C}} = 0,18 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

2 x GIS z FWPF + 2 x víko GIS z FWPF:

$$\rho_{1000^{\circ}\text{C}} = 1950 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{1000^{\circ}\text{C}_{x,y}} = 85 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}; \lambda_{1000^{\circ}\text{C}_z} = 68 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

2 x CBCF objímka:

$$\rho_{1100^{\circ}\text{C}} = 200 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{1100^{\circ}\text{C}} = 0,15 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

1 x AEROSHHELL z FWPF + 2 x víko AEROSHHELLU z FWPF:

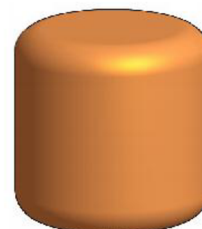
$$\rho_{700^{\circ}\text{C}} = 1950 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{700^{\circ}\text{C}_{x,y}} = 100 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}; \lambda_{700^{\circ}\text{C}_z} = 79 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

2 x plovoucí membrána z FWPF:

$$\rho_{1500^{\circ}\text{C}} = 1950 \text{ kg} \cdot \text{m}^3; \lambda_{1500^{\circ}\text{C}_{x,y}} = 62 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}; \lambda_{1500^{\circ}\text{C}_z} = 51 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

Tyto hodnoty byly odečteny z grafů pro materiály FWPF, CBCF a PuO<sub>2</sub><sup>118</sup>. Při výpočtu v programu ANSYS bylo nutné zadat měrný tepelný výkon zdroje. K tomu bylo zapotřebí vypočítat objem peletky. Peletka má tvar cylindrového válce, tedy válce se zaoblenou hranou poloměru s rádiusem 4,1 mm. Výpočet byl proveden pomocí integrálního počtu, v programu Maple 7.

$$\begin{aligned} & \left[ \begin{array}{l} > r := 13.75 \\ > ru := 4.1 \\ > V = 2 \cdot r \cdot \text{evalf}(\text{Pi}) \cdot \left( \int_0^{r-ru} \int_0^r 1 \, dy \, dx + \int_{r-ru}^r \int_0^{\sqrt{ru^2 - (x-r+ru)^2} + r-ru} 1 \, dy \, dx \right) \end{array} \right. \\ & \qquad \qquad \qquad r := 13.75 \qquad \qquad \qquad (1) \\ & \qquad \qquad \qquad ru := 4.1 \qquad \qquad \qquad (2) \\ & \qquad \qquad \qquad V = 16022.16553 \qquad \qquad \qquad (3) \end{aligned}$$



Obr. 6.2: Výpočet objemu peletky<sup>119</sup>.

<sup>118</sup> Graf FWPF dostupný z [ <http://www.osti.gov/energycitations/servlets/purl/5063463/5063463.pdf> ], CBCF dostupný z: [ <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/216284-Z52MSO/webviewable/216284.pdf> ] a PuO<sub>2</sub> dostupný z: [ <http://www.ornl.gov/info/reports/1965/3445605558660.pdf> ].

<sup>119</sup> Rozměry zavádány v jednotkách mm, tedy výsledný objem je v jednotkách mm<sup>3</sup>.

Každá peletka o vypočteném objemu asi  $16 \text{ cm}^3$  dodává tepelný výkon  $62,5 \text{ W}$ . Měrný výkon tohoto zdroje je tedy asi  $3,9 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-3}$ . Pro program ANSYS je to velmi koncentrovaný zdroj a výpočet se stává časově náročným, jelikož modul obsahuje 4 takovéto zdroje. Z toho důvodu se nepodařilo vypočítat teplotu jednotlivých materiálů v různých časových intervalech, ale bylo nutno přejít pouze k výpočtu ustáleného stavu, který je pro tuto práci nic nevypovídající<sup>120</sup>.

### 6.2.2 Výpočet tepelného zdroje

Při výpočtu tepelného zdroje, tedy palivové peletky, je nutno uvažovat i ostatní minoritní podíly ostatních izotopů, které se na tepelném výkonu alespoň z části podílejí. Z technických i ekonomických důvodů totiž není možné vytvořit peletky  $\text{PuO}_2$  pouze z čistého izotopu  $^{238}\text{Pu}$  a kyslíku. Skutečný obsah jednotlivých izotopů je zobrazen v Tab. 4-1.

Tab. 6-1 Vývin tepla v plutoniové peletce modulu GPHS Step 2

Izotop	Hmotnostní podíl [%]	$m$ [g]	$Ar$ [-]	$N_{\text{začatek mise}}$ [-]	$\alpha$ ( $\beta^-$ ) [MeV]	$T_{1/2}$ [rok]	$E_{\text{začatek mise}}$ [W <sub>t</sub> ]	$E_{\text{po } 10 \text{ r}}$ [W <sub>t</sub> ]
$^{238}\text{Pu}$	72,33	109,218	238,05	$2,76 \cdot 10^{23}$	5,59320	87,7	62,01128	57,29882
$^{239}\text{Pu}$	11,83	17,863	239,052	$4,50 \cdot 10^{21}$	5,24450	24110	0,03445	0,03444
$^{240}\text{Pu}$	1,70	2,567	240,054	$6,44 \cdot 10^{21}$	5,25578	6563	0,01815	0,01813
$^{241}\text{Pu}$	0,09	0,136	241,057	$3,40 \cdot 10^{20}$	5,14010	14,35	0,00001	0,00001
					<b>0,02082</b>		0,00173	0,00107
$^{242}\text{Pu}$	0,04	0,060	241,059	$1,51 \cdot 10^{20}$	4,98490	373300	0,00001	0,00001
$^{236}\text{Pu}$	$1 \cdot 10^{-6}$	$1,5 \cdot 10^{-6}$	236,046	$3,85 \cdot 10^{15}$	5,86707	2,858	0,00003	0,00000
$^{241}\text{Am}$	0,00				5,63781	432,2	0,00000	0,00597

Jak lze vidět z tabulky Tab. 6-1,  $^{241}\text{Pu}$  se přemění  $\beta^-$  přeměnou s pravděpodobností 99,998 % při uvolnění energie 20,82 keV. Přeměna  $\alpha$  proběhne s pravděpodobností 0,00245 %, při uvolnění 5140,1 keV<sup>76</sup>. Následně je možné pozorovat zajímavou přeměnu právě  $^{241}\text{Pu}$ , který se  $\beta^-$  přeměnou přemění na  $^{241}\text{Am}$ , který má poločas přeměny 432,2 r a je čistým  $\alpha$  zářičem. Proto lze po delším časovém intervalu pozorovat vývin tepla i z tohoto izotopu, který původně není v peletce vůbec obsažen.

### 6.2.3 Výpočet $\Delta T$ peletky

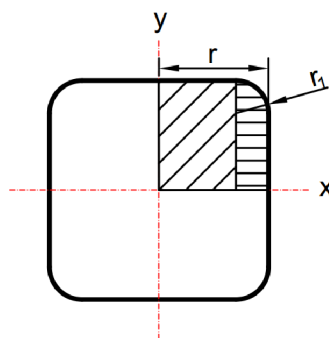
Na povrchu peletky není tepelný výkon předáván konstantně, nýbrž se vyskytují rozdíly teplot. Největší  $\Delta T$  lze pozorovat mezi obvodem podstavy a osou peletky, kterou lze pro tento výpočet nahradit válcovým ekvivalentem a zanedbat tak zaoblení. Při výpočtu bude vycházeno z podkladů [3], bez uvažování vzájemného ovlivňování se dvou peletek ležících v ose.

<sup>120</sup> Výpočet byl prováděn na školní licenci VUT, kde je pouze jedna neomezená verze, na které by bylo možné výpočet provést. Tato verze se přidělí prvnímu žadateli, po odhlášení se přidělí opět prvnímu žadajícímu. Z toho bylo nutné výpočet provádět přes vzdálenou plochu v mimopracovních dnech. Za celou pomoc s výpočtem v ANSYSU patří velké poděkování za pomoc a ochotu Ing. Marcelu Jandovi, Ph.D.

$$r = r_u = \frac{27,5 \text{ mm}}{2} = 13,725 \text{ mm}$$

$$r_1 = 4,1 \text{ mm}$$

$$P_{\text{peletky}} = 62,5 \text{ W}_t$$



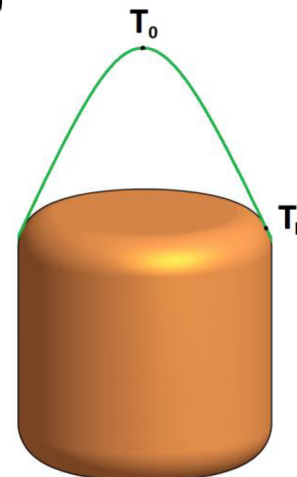
$$V = 2 \cdot r \cdot \pi \cdot \left( \int_0^{r-r_1} \int_0^r dy dx + \int_{r-r_1}^r \int_0^{\sqrt{r_1^2 - (x-r+r_1)^2} + r-r_1} dy dx \right)$$

$$V = 16\,022,17 \text{ mm}^3$$

$$\lambda = 2 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}$$

$$q_u = \frac{P_{\text{peletky}}}{V} = \frac{62,5 \text{ W}}{16\,022,17 \cdot 10^{-9} \text{ m}^3} = 3,9 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-3}$$

$$T_0 - T_p = \Delta T = \frac{q_v \cdot r_u^2}{4 \cdot \lambda} = \frac{3,9 \cdot 10^6 \text{ MW} \cdot \text{m}^{-3} \cdot (13,725 \cdot 10^{-3} \text{ mm})^2}{4 \cdot 2 \text{ W} \cdot \text{m}^{-1} \cdot \text{K}^{-1}} = \underline{\underline{91,85 \text{ K}}}$$



## 6.3 Simulace ASRG

Pro simulaci modulu GPHS Step 2 bylo vybráno zařízení ASRG, s jehož nasazením se do kosmických misí uvažuje v horizontu 7 let<sup>121</sup>. ASRG je zařízení, které dodává výkon asi 130 MW<sub>e</sub> ze dvou na sobě nezávislých Stirlingových motorů. K ohřívání vzduchu (helia) v pístu každého Stirlingova motoru je využíváno jednoho modulu o výkonu 250 MW<sub>t</sub>. Celkem tedy dochází ke konverzi 500 MW<sub>t</sub> na asi 130 W<sub>e</sub>. Pro simulaci v dostupných podmínkách (jak technicky, tak finančně) bude muset dojít k řadě zjednodušení. V simulaci nebudou samozřejmě použity peletky <sup>238</sup>Pu, jelikož se jedná o radioaktivní zdroj a cena 4 peletek pro jeden GPHS Step 2 modul je asi 35 mil. Kč<sup>122</sup>. Namísto peletek PuO<sub>2</sub> bude využito topných článků, které budou dodávat tepelnou energii Joulovým teplem (tepelná energie bude kvadraticky závislá na proudu tekoucím obvodem). Dalším zanedbáním bude absence jednotlivých pouzder tak, že topný článek bude vložen přímo do grafitové konstrukce. Z technických důvodů budou zdrojem pouze dva topné články o vyšším výkonu bez izolační plovoucí membrány.

### 6.3.1 Výroba konstrukce modulu

Jako konstrukce modulu byl zvolen grafit R8500 zakoupen od firmy Penta trading ve formátu o velikosti 250 x 105 x 90 mm. Z tohoto kvádrů byl ručně vyřezán formát 100 x 105 x 60 mm, který simuloval konstrukci modulu. Tento materiál má dostatečně podobné vlastnosti jako FWPF s tepelnou vodivostí 80 W·m<sup>-1</sup>·K<sup>-1</sup> a hustotou 1770 kg·m<sup>-3</sup>. Do konstrukce byly vyvrtány dvě díry, každá v jedné půlce z opačných stran, o velikosti 30 mm a hloubce 80 mm. Z důvodů specifických

<sup>121</sup> Nasazení zařízení do 5 let uvažuje agentura NASA na své dceřiné webové stránce, dostupné z: [ <http://microgravity.grc.nasa.gov/SSPO/ASRG/> ].

<sup>122</sup> Při kurzu 20,034 Kč/\$ (aktuální ke dni 27.5.2013), hmotnosti 109,2 g (Tab. 6-1) a ceně \$ 4000 g<sup>-1</sup>, která vychází ze zdroje dostupného z: [ <http://www.chemicool.com/elements/plutonium.html> ].

mechanických vlastností tohoto grafitu, bylo nutné přistoupit k postupnému zvětšování vrtáku, aby grafit nepraskl a aby se netvořily lokální trhlinky<sup>123</sup>.

### 6.3.2 Výroba topných článků

Z důvodu požadavku dosahovat vysokých teplot v topných člancích (asi 1100 °C) byl dlouhou dobu zvažován materiál topného článku a postup výroby. Po prodiskutování problematiky se společností Acim-Jouanin a následně s Ing. Lukášem Radilem (UEEN-FEKT), bylo přistoupeno k vlastnoruční výrobě topných článků. Jako konstrukční a zároveň elektricky izolační materiál byla použita směs šamotové hmoty s vodním sklem, která byla zpracována do válcového profilu. Na tuto konstrukci byl navinut kanthalový drát o průměru  $D=0,43$  mm s vypočítanou měrnou rezistivitou  $\rho=7,5 \Omega \cdot \text{m}^{-1}$ , a následně zaizolován slabou vrstvou izolační směsi. Tím byl oddělen elektrický obvod od grafitové konstrukce, která je elektricky vodivá. Izolační vrstva ovšem tvořila také nechtěnou tepelnou izolaci. V porovnání nechtěného přestupu tepla přes izolant s výhodami a cenou, bylo ovšem toto uspořádání shledáno jako výhodná varianta.

Při výrobě bylo vyzkoušeno 5 technologických postupů, z nichž byl vybrán ten nejúspěšnější. Jelikož byla směs v husté tekuté formě, bylo nutné směs zpracovat ve speciální formě a po vysušení vyjmout. Pro rychlejší vysoušení byl využit fén, následně křbová kamna.



Obr. 6.3: Jednotlivé technologie výroby topného článku s výsledným produktem.

Nejúspěšnější metodou bylo vložení směsi do rozřezané plastové formy, která byla při pěstování zpevněna a následně po částech obnažována a sušena. Důležité bylo dostat geometricky správnou konstrukci, a to rovnoměrný válec o průměru 25-26 mm. Na tuto konstrukci byl navinut odporový drát a následně pokryt izolační vrstvou. Pro simulaci bylo přistoupeno k zajištění většího výkonu topných článků, aby se snížila doba přestupu tepla přes izolační vrstvu a grafitovou konstrukci. Bylo žádáno dosáhnout v krátkém časovém intervalu dostatečné teploty na povrchu modulu. První topný článek (TČ1) byl ovinut 70 cm kanthalového drátu a druhý topný článek (TČ2) 72 cm, aby v případě destrukce vlivem vysokého proudu zůstal alespoň jeden použitelný. Bylo vypočítáno, že při proudu 7,5 A bude dodávat TČ1 grafitové konstrukci teplo asi 272 W a TČ2 asi 281 W. Při zvýšení proudu na 8 A bude dodávat TČ1 tepelnou energii 310 W a TČ2 320 W. Od této energie je nutno odečíst asi polovinu, která se zářením předávala radiálně ke středu topného článku. Skutečné hodnoty v MMRTG jsou pro porovnání 125 W<sub>t</sub>.

<sup>123</sup> Velké poděkování patří doc. Ing. Jiřímu Drápelovi, Ph.D. za zajištění dovtáčení vyššího průměru (30 mm) díry grafitové konstrukce ve školních dílnách UEEV – VUT v Brně.



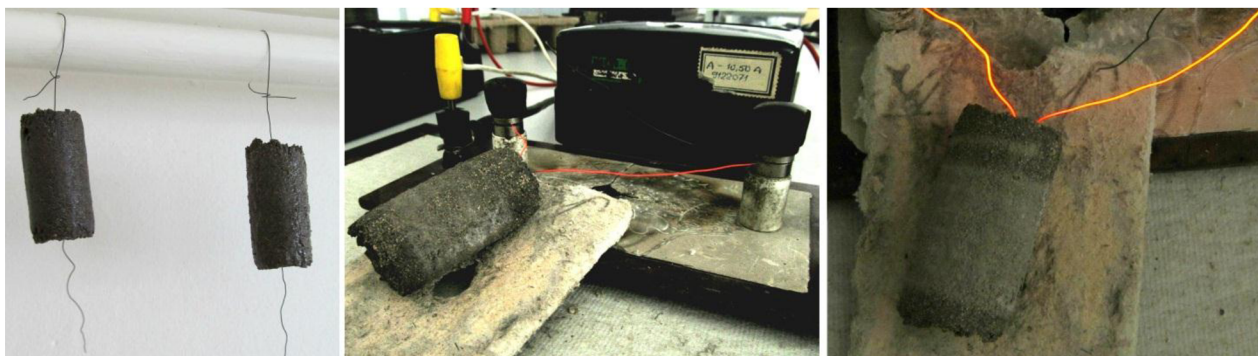
Obr. 6.4: Způsob navinutí odporového drátu na vysušenou konstrukci.

Před potírání izolační vrstvou byl šamot zbaven hrubých zrn, aby byla vrstva konstantně nanесena a byla pevnější a tepelně odolnější. Velmi důležitá byla přesnost a konstantní tloušťka, jelikož po vytvrdnutí je tato směs velmi těžko opracovatelná.



Obr. 6.5: Nanесení izolační vrstvy o tloušťce cca 2 mm.

Před samotnou simulací bylo za potřeby topné články dostatečně vysušit, aby se neuvolňovala vlhkost uvnitř grafitové konstrukce, a to nejdříve na vzduchu a následně Joulovým teplem. Do obvodu se pouštěl proud postupně od 3 A do 5,5 A po dobu asi 7 min.

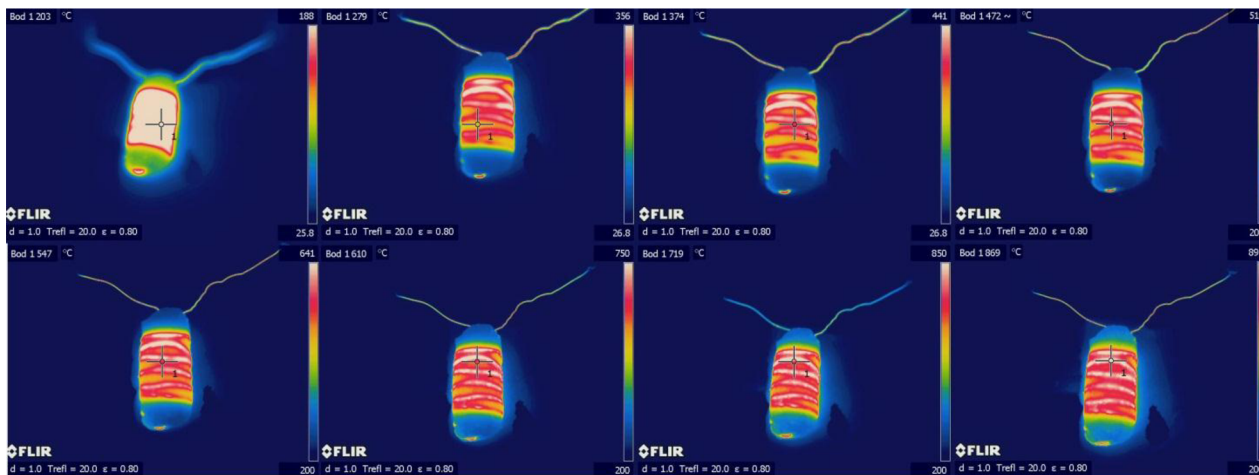


Obr. 6.6: Vysoušení topných článků.

Po vysušení článků bylo vyrobeno těsnění, aby tepelná energie neunikala odkrytou plochou 30 mm díry. Následně bylo přistoupeno k finální simulaci přeměny tepelné energie pomocí Stirlingova motoru, který byl vypůjčen od studenta VUT v Brně - FSI Davida Koláře.

### 6.3.3 Rozehřátí modulu a simulace přeměny Stirlingovým motorem

Před samotným vytápěním grafitové konstrukce byla provedena poslední zkouška tepelné odolnosti topných článků na proud 8 A. Samotný odporový drát chlazený vzduchem viditelně měnil své mechanické vlastnosti až při proudu 9,5 A. Uvažované snížení mechanické odolnosti drátu na protékajícím proudu je z důvodu horšího chlazení drátu, a tedy zvýšení lokální teploty. Mechanické vlastnosti se mění s teplotou, která při horším odvodu tepla z okolí drátu narůstá.



Obr. 6.7: Rostoucí teplota a vývin tepla v topném článku<sup>124</sup>.

U topného článku bylo dosaženo teploty asi 900 °C na vzduchu o teplotě 25 °C. Při této teplotě se již na povrchu topného článku tvořily drobné trhlinky. U testování předchozí technologie „nabalování“, bylo praskání materiálu již při nižších teplotách a rapidnější, viz Obr. 6.8. Oba topné články byly vloženy do grafitové konstrukce a zajištěny izolační bariérou.

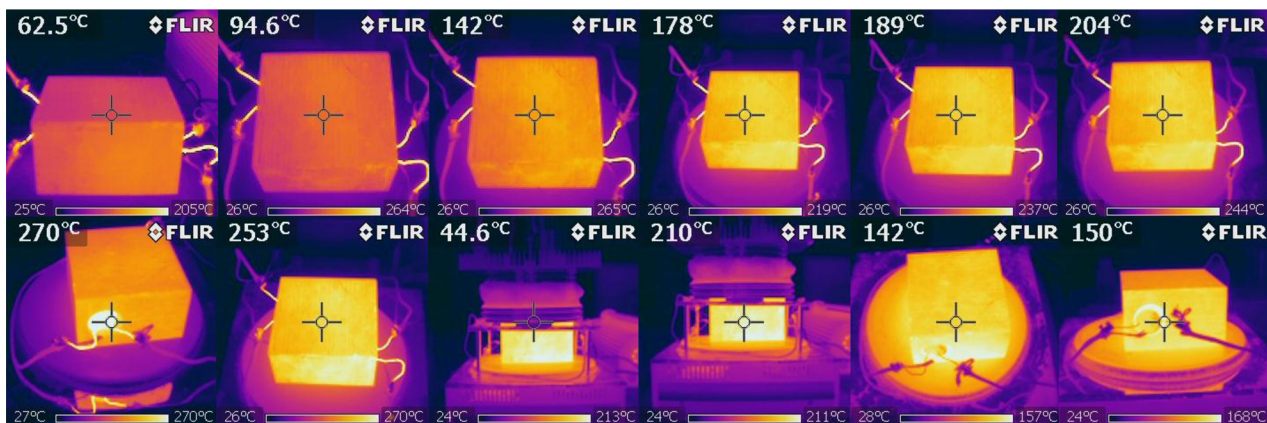


Obr. 6.8: Trovba trhlín při technologii potírání a obalování.

Z důvodu dostupnosti pouze jednoho autotransformátoru byly topné články zapojeny do série, jelikož maximální výstupní proud byl 10 A s napětím 0-250 V. Odporový drát byl propojen s měděným izolovaným drátem pomocí mosazných spojek získaných ze zakoupené svorkovnice. Před připojení obvodu na zdroj byl celý modul umístěn na odpojený elektrický vaříč, aby byla zajištěna dostatečná izolace. Po připojení byl zvyšován proud až na hodnotu 7 A, kde byl po dobu asi 6 min udržován. Po tuto dobu byla snímána teplota termokamerou FLIR i7. Bohužel byla zvolena nevhodná termokamera, jelikož její rozsah byl od -40 °C do +250 °C, proto nelze teplotu nad 250 °C uvažovat jako správnou. Při teplotě 234 °C (po asi 6 min) byl proud navýšen na 8 A.

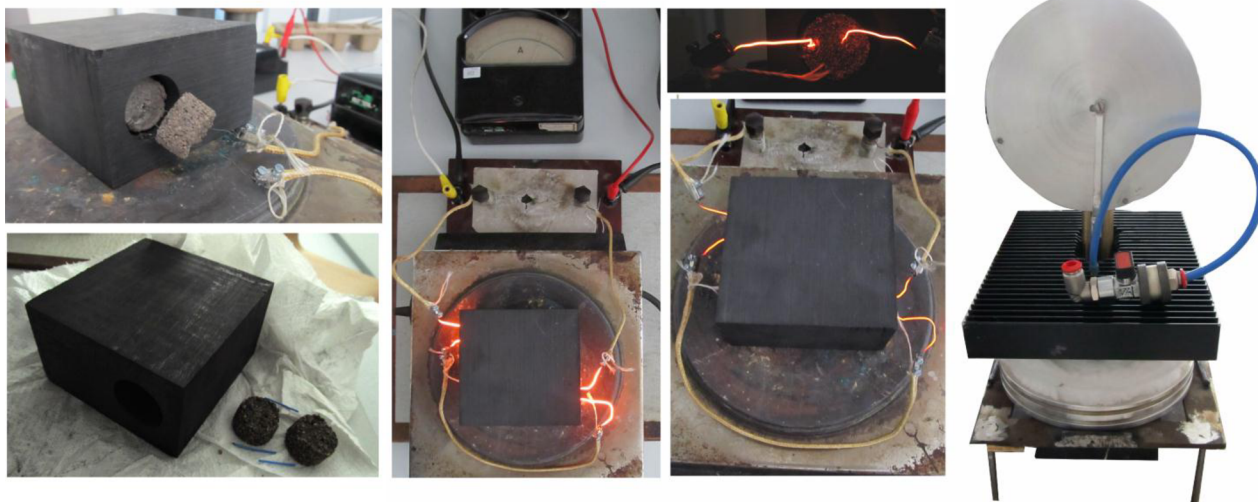
<sup>124</sup> Měřeno termokamerou FLIR SC640.

Teplota začala opět rapidně vzrůstat (kvadratická závislost) a asi po 1 min se obvod rozpojil z důvodu přetavení drátu. V té době byl modul rozehřát na asi 300 °C. Vzhledem k časové náročnosti celé simulace bylo rozhodnuto k uskutečnění simulace s touto teplotou. Jelikož modul poměrně dobře akumuloval energii, byl dostatek času k instalaci Stirlingova motoru na svařený rám a provedení simulace.



Obr. 6.9: Přestup tepla přes modul a Stirlingův motor.

Stirlingův motor byl dodáním velmi malé energie roztočen a pracoval po dobu asi dvou minut, než akumulovaná energie klesala a tepelný výkon se snížil pod využitelnou mez. V době připojení dosahovala teplota pouhých 210 °C a i přesto Stirlingův motor pracoval. Původní plán měření účinnosti zdroje bohužel z důvodu ztráty obvodu nebyl splnitelný.



Obr. 6.10: Zapojení modulu a instalace Stirlingova motoru.

Simulace přeměny tepelné energie generované modulem na elektrickou energii na svorkách neproběhla dle očekávání, jelikož při dosahování vysokých teplot se projevila nesymetrie ručního navinutí odporového drátu na konstrukci článku a po lokálním přehřátí se obvod přerušil. I přes to, že výstup ze simulace plně neodpovídal očekávání, práce měla velký smysl, jelikož přinesla zkušenosti s možnou výrobou a provozem topných článků a jednotlivých komponent. Bylo dosaženo teplot topného článku více než 1000 °C a byly vyřešeny problémy s propojením kanthalového drátu a měděného vodiče. Simulace by mohla sloužit jako odrazový materiál pro další výzkum přestupu tepla různých komponent.



## 7 ZÁVĚR

I přesto, že jsou nekonvenční zdroje jaderné energie velmi rozsáhlé a do hloubky zacházející téma, podařilo se v této bakalářské práci vytvořit komplexní shrnutí celé problematiky s detailním popisem vybraných částí. V rešeršní části jsou uvedeny doplňující výpočty, aby bylo nastínění lokálních problematik dostatečné. Kromě komplexního shrnutí je v práci obsažen detailní popis plutoniových RTG využívaných převážně v kosmických misích a méně detailně popsán stronciový RTG využívaný především v pobřežních světelných majácích Severní mořské cesty. V práci jsou také zpracovány informace a výpočty radioizotopového kardiostimulátoru, který zachránil život mnoha lidem převážně v 70. letech minulého století.

Do nekonvenčních zdrojů jaderné energie jsou dále zařazeny reaktory nestandardní koncepce, které jsou využívány hlavně v ponorkách, letadlových lodích a ledoborcích. Tyto reaktory mají pozoruhodnou historii a slibnou budoucnost. Právě z důvodu využívání štěpné řetězové reakce v některých nekonvenčních jaderných technologiích byla v práci zpracována rešerše exotermních reakcí a historického, aktuálního a budoucího využívání jaderné energie v komerční sféře.

V praktické části byla vytvořena technická dokumentace modulu GPHS Step 2 využívaného v zařízení MMRTG. Toto zařízení spolehlivě dodává elektrickou a tepelnou energii vesmírné laboratoři pracující na Marsu. Ačkoli NASA uvolňuje veřejnosti velké množství materiálů, celá dokumentace modulu GPHS Step 2 dosud nebyla uvolněna. Dokumentace proto byla vytvořena z hodnot obsažených ve vědeckých člancích, případně odtajněných dokumentech NASA a USDOE. Nedohledatelné, avšak potřebné velikosti byly poměrným způsobem odměřeny a přepočteny z dostupných obrázků stejných podkladů. Tato dokumentace, stejně jako vytvořený 3D model, může sloužit dalším výpočtům a výzkumům přestupu tepla přes jednotlivé vrstvy zapouzdření, tvořeného speciálními materiály. Další možností je využít rozpracovaného projektu v programu ANSYS a zkoumat přestupy tepla pokročilými numerickými metodami.

Po vytvoření dokumentace a 3D modelu byly zahájeny výpočty paralelně s vlastní výrobou konstrukce modulu z grafitu R8500. Hlavní bariérou k možnosti provést simulaci bylo zajištění zdroje tepla potřebných parametrů. Po prokonzultování možných variant bylo přistoupeno k vlastnoruční výrobě topného článku z šamotové hmoty, vodního skla a kanthalového drátu. Celkem bylo vyrobeno 8 ks topných článků, z nichž pouze 3 vyhovovaly potřebným parametrům. Následně bylo přistoupeno k samotné simulaci, která bohužel nedopadla dle očekávání z důvodu příliš vysokého proudu v obvodu při špatném odvodu tepla. Důsledkem této skutečnosti bylo přetavení obvodu uvnitř topného článku na nedefinovatelném místě. Výstup ze simulace může nalézt využití pro znovu provedení simulace s vyhnutím se chyb a vytvoření práce většího rozsahu s měřením účinnosti buď Stirlingova motoru, nebo jiného konvertoru. Dílčí postupy v praktické části by mohly být využity jako výukový materiál pro školní laboratoř tepla VUT v Brně, která poskytly zázemí pro dílčí měření a celou simulaci.

Z důvodu dlouholetého výzkumu USDOE a NASA nebylo adekvátní zaměřit se na hledání dostupnějšího a výhodnějšího izotopu pro tyto mise. Ačkoli existují teoreticky vhodnější izotopy, jako třeba  $^{148}\text{Gd}$ , jejich výroba by byla natolik složitá, že se stále vyplatí obnovit velmi nákladnou výrobu  $^{238}\text{Pu}$  a snížit jeho spotřebu na minimum zařazením účinnějšího konvertoru. Tímto konvertorem by s velkou pravděpodobností měl být Stirlingův motor speciální koncepce. V případě obnovení výroby  $^{238}\text{Pu}$  je vhodné přemýšlet nad výhodnějším způsobem výroby, jelikož dosavadní princip je velmi náročný a obnovení výroby nákladné. Řešením by mohl být princip,

---

který vymyslel a publikoval Steven Howe. Princip spočívá v ozařování nižším tokem neutronů většího počtu menších peletek po kratší dobu. Možností je také komerční výroba, která by ale pravděpodobně narazila na množství problémů týkajících se jaderné bezpečnosti. V případě úspěchu projektu by bylo plutonium dosažitelné v krátké budoucnosti za asi třetinu financí oproti plánovanému způsobu.

Z dnešního pohledu bohužel není možné s nynějšími znalostmi a možnostmi využít jiného zdroje o vlastnostech měřitelných s RTG. Radioizotopové generátory jsou, byly a s velkou pravděpodobností budou jedinou možností, jak napájet mise do vzdálených míst sluneční soustavy a za ni. Civilizaci může rozvíjet pouze poznání, které je důsledkem zkoumání. Zkoumání vzdálenějších míst než je naše sluneční soustava umožňují s dnešními možnostmi pohonu raket pouze generátory využívající radioizotopovou přeměnu. Lze tedy pouze doufat, že se nějakým způsobem podaří výrobu obnovit a zajistit tak dostatek paliva pro další zajímavý výzkum vzdálených planet.

**POUŽITÁ LITERATURA**

- [1] Doležal, J., Šťastný, J., Špetlík, J., Bouček, S., Brettschneider, Z. *Jaderné a klasické elektrárny*. Vyd. 1. Praha: České vysoké učení technické v Praze, 2011, 259 s. ISBN 978-80-01-04936-5
- [2] Goldberg, M. S., Rosner, R. *Nuclear Reactors: Generation to Generation*. American Academy of Arts and Sciences, 2011 [cit. 2013-05-04]. ISBN: 0-87724-090-6. Dostupné z: <http://www.amacad.org/pdfs/nuclearreactors.pdf>
- [3] Heřmanský, B. *Termomechanika jaderných reaktorů*. 1.vyd. Praha: Academia, 1986, 436 s. ISBN 21-087-86
- [4] Libra, M., Mlynář, J., Poulek, V. *Jaderná energie*. 1. vyd. Praha: Ilsa, 2012, 167 s. ISBN 978-80-904311-6-4
- [5] Raček, J. *Jaderná zařízení*. Brno, NOVOPRESS s.r.o., 2009, ISBN 978-80-214-3961-0
- [6] Řípa, M. *Řízená termojaderná syntéza pro každého* [online]. 2. vyd. Praha: Ústav fyziky plazmatu Akademie věd České republiky, 2005 [cit. 2012-11-04]. ISBN 978-809-0272-484. Dostupné z: <http://www.cez.cz/edee/content/file/vzdelavani/termojaderna-synteza.pdf>
- [7] Schmidt, R. G. *Radioisotope Power: A Key Technology for Deep Space Exploration* [online]. Dudzinski, A. L., Sutliff, J. T. Prof. Nirmal Singh (Ed.), ISBN 978-953-307-510-5 [cit. 2013-3-25]. InTech. Dostupné z: <http://www.intechopen.com/books/radioisotopesapplications-in-physical-sciences/radioisotope-power-a-key-technology-for-deep-space-exploration>
- [8] "3 Plutonium-238 Supply". *Radioisotope Power Systems: An Imperative for Maintaining U.S. Leadership in Space Exploration*. Washington, DC: The National Academies Press, 2009, [cit. 2013-04-21]. Dostupné z: [http://www.nap.edu/openbook.php?record\\_id=12653&page=14](http://www.nap.edu/openbook.php?record_id=12653&page=14)
- [9] Allahdadi, F. A., Rongier, I., Wilde, P., Sgobba, T. *Safety Design for Space Operations*. Oxford, Elsevier Science, 2013, [cit. 2013-04-05]. Dostupné z: [www.books.google.cz/books?isbn=0080969224](http://www.books.google.cz/books?isbn=0080969224)
- [10] Associated Press. Patient gets a nuclear pacemaker plutonium powers 1<sup>st</sup> dual-chamber device: [3 STAR Edition]. *Orlando Sentinel*, Orlando, Fla, 11.11.1988 [cit. 2013-05-19]. Dostupné z: <http://search.proquest.com/docview/277357967/13E23F7A7FE7BAED6D8/1?accountid=17115>
- [11] Bennett, G. *Mission of Daring: The General-Purpose Heat Source Radioisotope Thermoelectric Generator* [online]. Lombardo, James, et al. California: American Institute of Aeronautics and Astronautics, 26.-29.6.2006 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.fas.org/nuke/space/gphs.pdf>
- [12] Bloom, L. J. *Power applications of radionuclides* [online]. Baltimore 3, Maryland: Martin Company, Nuclear Division, 1.1.1963 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.osti.gov/bridge/purl.cover.jsp?purl=/4649312/>
- [13] Brooks, G. C., Grimwood M. J., Swenson S. L. *Chariots for Apollo: A History of Manned Lunar Spacecraft*. NASA History Series [online], 1979 [cit. 2013-05-03]. Dostupné z: <http://www.hq.nasa.gov/pao/History/SP-4205/app-d.html>

- [14] Caillat, T. Advanced Radioisotope Power Systems Technology development at JPL. *International Conference on Thermoelectrics by NASA* [online]. červen 2005, Clemson, South Carolina [cit. 2013-05-02]. Dostupné z: <http://trs-new.jpl.nasa.gov/dspace/bitstream/2014/37768/1/05-1662.pdf>
- [15] Caillat, T. Development of a New Generation of High-Temperature Thermoelectric Unicouples for Space Applications. *Direct Thermal-to-Electrical Energy Conversion by NASA* [online]. srpen 2006, San Diego, CA, [cit. 2012-12-11]. Dostupné z: <http://trs-new.jpl.nasa.gov/dspace/bitstream/2014/40238/1/06-2720.pdf>
- [16] Caponiti, A. *Pu-238 Production – Restoring a Reliable Supply*. Proc. of NETS Conference 2011, Alb, NM, [cit. 2013-04-20]. Dostupné z: <http://anstd.ans.org/NETS2011/Documents/Presentations/TIII%20Panel%20Pu238%20-%202%20Caponiti.pdf>
- [17] Catalda, L. R., Bennett L. G. U.S. Space Radioisotope Power Systems and Applications: Past, Present and Future. *Radioisotopes - application in physical sciences* [online]. Rijeka: InTech, 2011, s. - [cit. 2012-12-10]. ISSN 978-953-307-510-5. DOI: 10.5772/23914. Dostupné z: <http://www.intechopen.com/books/radioisotopes-applications-in-physical-sciences/u-s-space-radioisotope-power-systems-and-applications-past-present-and-future>
- [18] Colon, R. *Flying on Nuclear, The American Effort to Built a Nuclear Powered Bomber* [cit. 2013-05-19]. The Aviation History Online Museum. Dostupné z: <http://www.aviation-history.com/articles/nuke-american.htm>
- [19] Colon, R. *Flying on Nuclear: The Superpowers Quest for a Nuclear Powered Bomber*. Century of Flight, červenec 2007 [cit. 2013-05-18]. Dostupné z: [www.century-of-flight.net/Aviation history evolution technology/nuke.htm](http://www.century-of-flight.net/Aviation%20history%20evolution%20technology/nuke.htm)
- [20] Corley, A. So long plutonium. *New Scientist*. 2012 [cit. 2013-05-22], s. 46-49. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0262407912620818>
- [21] Dudzinski, A. L. *NASA Radioisotope Power System Needs: Pu-238 Supply and Production Panel*. Proc. of NETS Conference 2011, Alb, NM, [cit. 2013-04-20]. Dostupné z: <http://anstd.ans.org/NETS2011/Documents/Presentations/TIII%20Panel%20Pu238%20-%201%20Dudzinski.pdf>
- [22] Ekström P.L., Firestone B.R. *WWW Table of Radioactive Isotopes* [databáze online]. LBNL Berkeley, USA a LUND University, Švédsko, verze z ledna 2004. Dostupné z: <http://ie.lbl.gov/toi/>
- [23] Fleurial, J. P. *High Reliability, High Temperature Thermoelectric Power Generation Materials and Technologies*. Proc. of THERMOELECTRICS APPLICATIONS WORKSHOP 2012, Baltimore, Maryland. 21.3.2012 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: [http://www1.eere.energy.gov/vehiclesandfuels/pdfs/thermoelectrics\\_app\\_2012/wednesday/fleurial.pdf](http://www1.eere.energy.gov/vehiclesandfuels/pdfs/thermoelectrics_app_2012/wednesday/fleurial.pdf)
- [24] Ford's mid-century concept cars forecast future vehicles. In: *Ford* [online]. 2012 [cit. 2012-11-25]. Dostupné z: [http://media.ford.com/article\\_display.cfm?article\\_id=3359](http://media.ford.com/article_display.cfm?article_id=3359)
- [25] Furlong, R. R., Wahlquist, J. E. U.S. space missions using radioisotope power systems. *Nuclear news*. Duben 1999 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www3.ans.org/pubs/magazines/nn/pdfs/1999-4-2.pdf>

- [26] Grigoriev, S. A. Development of the RTG master plan in 2007 and the plan for urgent measures for RTG management in 2008. Achievements, current situation and proposals for future. RUSSIAN RESEARCH CENTER “KURCHATOV INSTITUTE”, Russia, Moscow, Kurchatov sq. 1. 2008 [cit. 2013-05-22]. Dostupné z: [http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/CEG/documents/ws042008/4\\_1%20Development%20of%20the%20RTG%20Master%20Plan%20in%202007%20English.pdf](http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/CEG/documents/ws042008/4_1%20Development%20of%20the%20RTG%20Master%20Plan%20in%202007%20English.pdf)  
<http://www2.ans.org/pubs/magazines/nn/pdfs/1999-4-2.pdf>
- [27] IAEA: Power Reactor Information System. [online]. [cit. 2013-05-01]. Dostupné z: <http://www.iaea.org/pris/>
- [28] ITER [online]. 2012 [cit. 2012-11-04]. Dostupné z: <http://www.iter.org/>
- [29] Jaderná energie pro meziplanetární sondy. *Corona Pragensis* [online]. 1999, 9-10. [cit. 2012-12-02]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/sondy/sondy.html>
- [30] Jaderná energie pro meziplanetární sondy. *Kozmos* [online]. roč. XXXIX, 2008, č. 1, 2, 3 a 4, s aktuálním dodatkem v internetových novinách Osel 11.8.2008. [cit. 2013-05-16]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/sondy/jadernezdroje.html>
- [31] Jaderné zdroje pro vesmírnou kolonizaci. *KOZMOS* [online]. 2008, XXXIX, 1, 2, 3, a 4 [cit. 2012-12-04]. Dostupné z: <http://hp.ujf.cas.cz/~wagner/popclan/sondy/jadernezdroje.html>
- [32] Ježek, M. *Palivový cyklus jaderné elektrárny Temelín*. Brno, 2012. Dostupné z: [http://www.vutbr.cz/www\\_base/zav\\_prace\\_soubor\\_verejne.php?file\\_id=54709](http://www.vutbr.cz/www_base/zav_prace_soubor_verejne.php?file_id=54709). Bakalářská práce. VUT v Brně. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [33] Jicha, J., Keenan, J. J. *SNAP I MERCURY BOILER DEVELOPMENT, JANUARY 1957 TO JUNE 1959* [online]. Baltimore, Maryland: Martin Company, Nuclear Division, červen 1960 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/4067689/>
- [34] Johnson, W. E. *Light-Weight Radioisotope Heater Unit: Safety Analysis Report (LWRHU-SAR)* [online]. Miamisburg, Ohio: Monsanto research corporation, for U.S. Department of energy, říjen 1985 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/5063463/5063463.pdf>
- [35] Kdyby o fúzi měla zájem armáda, už bychom ji asi měli, ale nebyla by spolehlivá. In: *Atominfo* [online]. 2012 [cit. 2012-11-09]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2012/10/jan-mlynar-z-ustavu-fyziky-plazmatu-kdyby-o-fuzi-mela-zajem-armada-uz-bychom-ji-asi-meli-ale-nebyla-by-spolehliva/>
- [36] Kusala, J. SKUPINA ČEZ. *Jaderná energetika* [online]. 2004 [cit. 2012-11-01]. Dostupné z: <http://www.cez.cz/edee/content/microsites/nuklearni/nuklear.htm>
- [37] Lange, G. R., Carroll, P. W. Review of recent advances of radioisotope power systems. *Energy Conversion and Management*. březen 2008, roč. 49, č. 3, s. 393-401, ISSN 0196-8904 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0196890407003688#>
- [38] Lipinski, J. R., Hensen, L. D. *Criticality Calculations for Step-2 GPHS Modules* [online]. AIP Conf. Proc. 969, s. 452-457, Albuquerque, NM, 2005 [cit. 2013-04-20]. Dostupné z: [http://proceedings.aip.org/resource/2/apcpcs/969/1/452\\_1?isAuthorized=no](http://proceedings.aip.org/resource/2/apcpcs/969/1/452_1?isAuthorized=no)

- [39] Magjarević, R., Ferek-Petrić, B. Implantable Cardiac Pacemakers – 50 Years from the First Implantation. *Zdrav Vestn.* 19.10.2009 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <http://search.proquest.com/docview/1312326486/13E1136EF892500600E/7?accountid=17115>
- [40] MISSIONS. NASA [online]. [cit. 2012-12-05]. Dostupné z: <http://solarsystem.nasa.gov/rps/discovery.cfm>
- [41] Mokhov, V., Trunov, N. *VVER reactors: clean and reliable source of energy in the past and in the future*. International Conference on Opportunities and Challenges for Water Cooled Reactors in 21-st Century, 2009 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/cn164/Sessions/10KS\\_N.%20Trunov.pdf](http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/PDFplus/2009/cn164/Sessions/10KS_N.%20Trunov.pdf)
- [42] *NIF* [online]. [cit. 2012-11-09]. Dostupné z: <https://lasers.llnl.gov/>
- [43] Novotný, F. *Malé a střední jaderné reaktory a jejich využití*. Brno, 2012. Dostupné z: [http://www.vutbr.cz/www\\_base/zav\\_prace\\_soubor\\_verejne.php?file\\_id=55780](http://www.vutbr.cz/www_base/zav_prace_soubor_verejne.php?file_id=55780). Bakalářská práce. VUT v Brně. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.
- [44] *NUCLEAR Power in Space: DOE/NE-0071* [online]. [cit. 2012-12-04]. Dostupné z: <http://www.ne.doe.gov/pdfFiles/NPSPACE.PDF>
- [45] *Nuclear-Powered Ships* [online]. World nuclear association, únor 2013. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Non-Power-Nuclear-Applications/Transport/Nuclear-Powered-Ships/#.UZZJqKLIY2I>
- [46] O'Brien, R. C., et al. Safe radioisotope thermoelectric generators and heat sources for space applications. *Journal of Nuclear Materials*. 2008, roč. 377, č. 3, 15 July 2008, s. 506-521, ISSN 0022-3115 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311508002420#>
- [47] Osrava, J. *Řízená termojaderná syntéza - energie budoucnosti?*. Zlín, 2009. Dostupné z: [http://dspace.k.utb.cz/bitstream/handle/10563/9524/orsava\\_2009\\_bp.pdf?sequence=1](http://dspace.k.utb.cz/bitstream/handle/10563/9524/orsava_2009_bp.pdf?sequence=1). Bakalářská práce. Univerzita Tomáše Bati ve Zlíně.
- [48] Pantano, R. D., Hill, H. D. *Thermal Analysis of Step 2 GPHS for Next Generation Radioisotope Power Source Missions* [online]. AIP Conf. Proc. 746, s. 827-834, Albuquerque, NM, 2005 [cit. 2013-04-20]. Dostupné z: [http://proceedings.aip.org/resource/2/apcpcs/746/1/827\\_1?isAuthorized=no](http://proceedings.aip.org/resource/2/apcpcs/746/1/827_1?isAuthorized=no)
- [49] Physical, Nuclear, and Chemical Properties of Plutonium. In: *Institute for Energy and Environmental Research* [online]. 2005, 2012 [cit. 2012-12-10]. Dostupné z: <http://ieer.org/resource/factsheets/plutonium-factsheet/>
- [50] *Plutonium Powered Pacemaker* [online]. Oak Ridge Associated Universities. 5.10.2011 [cit. 2013-05-19]. Dostupné z: <http://www.ornl.gov/ptp/collection/miscellaneous/pacemaker.htm>
- [51] Power. *Mars Science Laboratory: Curiosity Rover* [online]. [cit. 2012-12-04]. Dostupné z: <http://mars.jpl.nasa.gov/msl/mission/technology/technologiesofbroadbenefit/power/>
- [52] Radioisotope Power Systems: Mission Need. In: *NASA* [online]. 2012 [cit. 2012-12-05]. Dostupné z: <http://solarsystem.nasa.gov/rps/docs/APPRPS%20MissionNeedFactSheet9-27-12.pdf>

- [53] Radioisotope Thermoelectric Generators. *BELLONA* [online]. 2003 [cit. 2012-12-06]. Dostupné z: [http://www.bellona.org/english\\_import\\_area/international/russia/navy/northern\\_fleet/incidents/31772](http://www.bellona.org/english_import_area/international/russia/navy/northern_fleet/incidents/31772)
- [54] RADIONUCLIDE DATA SHEET. In: *University of California San Diego* [online]. [cit. 2012-12-06]. Dostupné z: <https://ehs.ucsd.edu/rad/radionuclide/Sr-90.pdf>
- [55] Rinehart, G. Design characteristics and fabrication of radioisotope heat sources for space missions. *Progress in Nuclear Energy*. [online]. 2001, roč. 39, č. 3–4, s. 305-319, ISSN 0149-1970 [cit. 2013-3-25]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197001000051>
- [56] Rowe, M. G. Applications of Nuclear-Powered Thermoelectric Generators in Space. *Applied Energy*. 1991, roč. 40, č. 4, s. 241-271, ISSN 0306-2619 [cit. 2013-4-7]. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/030626199190020X>
- [57] RTGs Removed Successfully from the Baltic Sea. *IAEA*. 2012. Dostupné z: <http://www.iaea.org/OurWork/ST/NE/NEFW/News/2012/repository/RTGs-Removed-Successfully-from-the-Baltic-Sea.html>
- [58] Shor, R., Lafferly, H. R., Baker, P.S. *Strontium-90 heat sources*. OAK Ridge national laboratory. Květen 1971 [cit. 2013-05-22]. Dostupné z: <http://www.ornl.gov/info/reports/1971/3445605716035.pdf>
- [59] Space Radioisotope Power Systems: Multi-Mission Radioisotope Thermoelectric Generator. In: *Nuclear.gov* [online]. 2006 [cit. 2012-12-04]. Dostupné z: <http://nuclear.gov/pdfFiles/MMRTG.pdf>
- [60] Technology-based design and scaling for RTGs for space exploration in the 100 W range. *Acta astronautica* [online]. 2011, č. 68 [cit. 2012-12-23]. ISSN 0094-5765. Dostupné z: <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0094576510003085>
- [61] *THE WORLD BANK* [online]. [cit. 2012-11-01]. Dostupné z: <http://data.worldbank.org/>
- [62] Visingr, L. Tanky s nukleárním pohonem. *ATM*. AEROMEDIA, a.s., Praha: 2009, č. 5. ISSN 1802-4823.
- [63] Voss, S. S. *SNAP REACTOR OVERVIEW* [online]. Kirtland Air Force Base, NM: AIR FORCE WEAPONS LABORATORY, Air Force System Command, Srpen 1984 [cit. 2013-4-7]. Dostupné z: [http://www.gnallc.com/pdfs/NPP%2001\\_SNAP\\_Reactor\\_Overview\\_Voss\\_US\\_AFWL\\_AFWL-TN-84-14.pdf](http://www.gnallc.com/pdfs/NPP%2001_SNAP_Reactor_Overview_Voss_US_AFWL_AFWL-TN-84-14.pdf)
- [64] World nuclear association. *Nuclear Power Reactors* [online]. 2012 [cit. 2013-05-10]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/info/Nuclear-Fuel-Cycle/Power-Reactors/Nuclear-Power-Reactors/#.UY0rk6Llbz8>
- [65] РИА Новости. Опыт военных гидрографов РФ может ускорить очистку Севморпути от РИТЭГов. РОССИЙСКОЕ АТОМНОЕ СООБЩЕСТВО. 2012 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <http://www.atomic-energy.ru/smi/2012/01/18/30175>
- [66] Семенюка, А. Реферат: Теплоэнергетические генераторы и радиоизотопные источники энергии. Министерство высшего образования Российской, Кафедра: ЭС и С. г. Красноярск, 2003 [cit. 2013-05-20]. Dostupné z: <http://works.tarefer.ru/89/100343/index.html>

## PŘÍLOHA A – RPS VYSLANÉ DO KOSMU

Tab. A - 1 PRS zařízení vyslané do kosmu agenturou NASA

Sonda	Typ zdroje (generace)	Počet jednotek [ks]	Účel sondy (cíl mise)	Datum vypuštění	Současný stav	Elektrický výkon [W <sub>e</sub> /ks]
Transit 4A	SNAP-3B	1	navigační	29.6.1961	stále na orbitě	2,7
Transit 4B	SNAP-3B	1	navigační	15.11.1961	stále na orbitě	2,7
Transit 5BN-1	SNAP-9A	1	navigační	28.9.1963	stále na orbitě	26,8
Transit 5BN-2	SNAP-9A	1	navigační	5.12.1963	stále na orbitě	26,8
Transit 5BN-3	SNAP-9A	1	navigační	12.4.1964	havárie při startu (zařízení shořelo při návratu do atmosféry)	26,8
Nimbus B-1	SNAP-19B2	2	meteorologický	18.5.1968	havárie při startu (zařízení se získalo zpět)	30
Nimbus III	SNAP-19B3	2	meteorologický	14.4.1969	stále na orbitě	30
Apollo 11	ALRHU	1	měsíční	16.7.1969	ukončena životnost	-
Apollo 12	SNAP-27	1	měsíční	14.11.1969	ukončena životnost	75
Apollo 13	SNAP-27	1	měsíční	11.4.1970	havárie při letu (zařízení spadlo do Pacifického Oceánu)	63,5
Apollo 14	SNAP-27	1	měsíční	31.1.1971	ukončena životnost	73
Apollo 15	SNAP-27	1	měsíční	26.7.1971	ukončena životnost	76
Pioneer 10	SNAP-19 LWRHU <sup>125</sup>	4 12	meziplanetární	2.3.1972	letí ze slun. soustavy	41,2 -
Apollo 16	SNAP-27	1	měsíční	16.4.1972	ukončena životnost	72
Triad-01-1X	Transit-RTG	1	navigační	2.9.1972	stále na orbitě	36,8
Apollo 17	SNAP-27	1	měsíční	7.12.1972	ukončena životnost	77
Pioneer 11	SNAP-19 LWRHU <sup>125</sup>	4 12	meziplanetární	5.4.1973	letí ze slun. soustavy	41,2 -
Viking 1	SNAP-19	2	povrch Marsu	20.8.1975	ukončena životnost	42,5



Sonda	Typ zdroje (generace)	Počet jednotek [ks]	Účel sondy (cíl mise)	Datum vypuštění	Současný stav	Elektrický výkon [W <sub>e</sub> /ks]
Viking 2	SNAP-19	2	povrch Marsu	9.9.1975	ukončena životnost	42,5
LES 8	MHW-RTG	2	navigační	14.3.1976	stále na orbitě	152
LES 9	MHW-RTG	2	navigační	14.3.1976	stále na orbitě	152
Voyager 2	MHW-RTG LWRHU <sup>125</sup>	3 9	meziplanetární	20.8.1977	letí ze slun. soustavy	159 -
Voyager 1	MHW-RTG LWRHU <sup>125</sup>	3 9	meziplanetární	5.9.1977	letí ze slun. soustavy	156 -
Galileo	GPHS-RTG LWRHU	2 120	meziplanetární	18.10.1989	obíhá kolem Jupitera	284 -
Ulysses	GPHS-RTG	1	meziplanetární	6.10.1990	obíhá kolem Slunce	277
Mars Pathfinder	LWRHU	3	povrch Marsu	4.12.1996	na povrchu Marsu	-
Cassini	GPHS-RTG LWRHU	3 117	meziplanetární	15.10.1997	obíhá kolem Saturnu	295 -
(MER-A, B) Spirit Opportunity	LWRHU	8 8	povrch Marsu	10.6.2003 7.7.2003	na povrchu Marsu	- -
New Horizont	GPHS-RTG	1	meziplanetární	19.1.2006	letí k planetě Pluto	246
MSR "Curiosity"	MMRTG	1	povrch Marsu	26.11.2011	na povrchu Marsu	125

<sup>125</sup> Data k vypuštění LWRHU dohledána na <http://solarsystem.nasa.gov/rps/rhu.cfm>