



**České vysoké učení technické v Praze**  
**Fakulta elektrotechnická**  
**Katedra elektroenergetiky**

**Porovnání různých druhů jaderných elektráren**

**Comparison of different types of nuclear power plants**

Bakalářská práce

Studijní Program: Elektrotechnika, energetika a management

Studijní obor: Aplikovaná elektrotechnika

Vedoucí práce: Ing. Stanislav Bouček

**Jakub Horák**

## I. OSOBNÍ A STUDIJNÍ ÚDAJE

Příjmení: **Horák** Jméno: **Jakub** Osobní číslo: **435036**  
Fakulta/ústav: **Fakulta elektrotechnická**  
Zadávající katedra/ústav: **Katedra elektroenergetiky**  
Studijní program: **Elektrotechnika, energetika a management**  
Studijní obor: **Aplikovaná elektrotechnika**

## II. ÚDAJE K BAKALÁŘSKÉ PRÁCI

Název bakalářské práce:

**Porovnání různých typů jaderných elektráren**

Název bakalářské práce anglicky:

Pokyny pro vypracování:

Pro splnění zadání BP vypracujte následující body:

1. Elektrárny s reaktory VVER
2. Elektrárny s reaktory RBMK
3. Elektrárny s reaktory CANDU
4. Porovnejte jejich parametry a provozní vlastnosti
5. Porovnejte jejich spolehlivost na základě historie jejich poruch

Seznam doporučené literatury:

Literatura:

- [1] J. Doležal a kol.: Jaderné a klasické elektrárny, ČVUT Praha, 2011
- [2] A. Dočekal, S. Bouček: Elektrárny II. Skripta ČVUT Praha, 1995
- [3] B. Heřmanský: Jaderné energetické reaktory. ČSKAE, 1988
- [4] <http://www.csvts.cz/spolky/cns>
- [5] <https://www.foratom.org/>
- [6] <https://www.iaea.org/>
- [7] <https://www.nei.org/>

Jméno a pracoviště vedoucí(ho) bakalářské práce:

**Ing. Stanislav Bouček, katedra elektroenergetiky FEL**

Jméno a pracoviště druhé(ho) vedoucí(ho) nebo konzultanta(ky) bakalářské práce:

Datum zadání bakalářské práce: **27.02.2017** Termín odevzdání bakalářské práce: \_\_\_\_\_

Platnost zadání bakalářské práce: **30.09.2018**

\_\_\_\_\_  
Podpis vedoucí(ho) práce

\_\_\_\_\_  
Podpis vedoucí(ho) ústavu/katedry

\_\_\_\_\_  
Podpis děkana(ky)

## III. PŘEVZETÍ ZADÁNÍ

Student bere na vědomí, že je povinen v y pracovat bakalářskou práci samostatně, bez cizí pomoci, s v ýjimkou poskytnutých konzultací.  
Seznam použitých literatur, jiných pramenů a jmen konzultantů je třeba uvést v bakalářské práci.

\_\_\_\_\_  
Datum převzetí zadání

\_\_\_\_\_  
Podpis studenta

## **Prohlášení**

Prohlašuji, že jsem předloženou práci vypracoval samostatně a že jsem uvedl veškeré použité informační zdroje v souladu s Metodickým pokynem o dodržování etických principů při přípravě vysokoškolských závěrečných prací.

V Praze, dne .....

Podpis .....

## **Abstrakt**

Práce porovnává vybrané typy jaderných elektráren. První část pojednává o základních principech fungování jaderných reaktorů a o historii jaderné energetiky. V dalších kapitolách se zabývá jednotlivými typy jaderných elektráren, které následně srovnává z hlediska parametrů a provozních vlastností. V poslední kapitole srovnává jejich spolehlivost na základě jejich historických poruch a nehod.

## **Abstrakt**

This work compares chosen types of nuclear power plants. The first part includes basic principles of the functioning of the nuclear reactors and the history of nuclear energy. Next chapter describes individual types of nuclear power plants which consequently compares the aspects of parameters and operational features. The end of this work contains a comparison of their reliability based on their past breakdowns and incidents.

## **Klíčová slova**

jaderná elektrárna, jaderný reaktor, porovnání, provozní vlastnosti

## **Key words**

nuclear power plant, nuclear reactor, comparison, operational properties

## Obsah

1. Úvod.....	6
2. Základní principy fungování jaderných reaktorů .....	7
3. Historie jaderné energetiky .....	9
4. Tlakovodní reaktor VVER .....	11
4.1. Reaktory VVER-440 .....	11
4.2. Bezpečnostní systémy reaktorů VVER-440 .....	15
4.3. Reaktory VVER-1000 .....	16
4.4. Bezpečnostní systémy reaktorů VVER-1000 .....	18
5. Grafitový reaktor chlazený vodou RBMK .....	19
5.1. Reaktory RBMK .....	19
5.2. Grafitový reaktor chlazený vodou RBMK .....	21
6. Těžkovodní reaktory typu CANDU .....	22
6.1. Reaktory CANDU .....	22
6.2. Bezpečnostní systémy reaktorů CANDU .....	24
7. Porovnání jejich parametrů a provozních vlastností.....	25
8. Porovnání spolehlivosti na základě historie jejich poruch .....	26
9. Závěr .....	28
Seznam použitých zdrojů.....	28
Seznam obrázků .....	29
Seznam zkratk .....	29

## 1. Úvod

V dnešním světě dochází z důvodů populačního růstu lidské populace, technického rozvoje a industrializaci dříve zemědělských zemí k neustálému nárůstu spotřeby elektrické energie. Proti tomuto trendu stojí prudce se ztenčující zdroje fosilních paliv a potřeba snižovat produkci skleníkových plynů, zvláště CO<sub>2</sub>. Tyto problém se však netýkají jaderné energetiky, která neprodukuje prakticky žádné skleníkové plyny a která v případě uzavřeného palivového cyklu s využitím rychlých reaktorů poskytuje dlouhodobý a cenově přijatelný zdroj energie. V některých aspektech ale panují v široké veřejnosti obavy, ať už oprávnění, či nikoli, ohledně bezpečnosti a možné havárii jaderných zařízení.

Cílem této bakalářské práce je porovnání tří jaderných elektráren vybavených reaktory typu VVER, RBMK a CANDU z hlediska jejich parametrů, provozních vlastností a spolehlivosti na základě jejich poruch. Právě z důvodů rozdílné spolehlivosti a konstrukčním vlastnostem došlo v průběhu existence jaderné energetiky k útlumu rozvoje některých typů jaderných elektráren a přikloněním se konkurenčním konstrukčním řešením.

V první části se má práce věnuje základním principům fungování jaderných zařízení z pohledu fyzikální podstaty jaderného štěpení. Protože není možné popsat veškeré fyzikální procesy, které v jaderné elektrárně probíhají, tak je první kapitola zaměřena pouze na základní procesy nutné k pochopení fungování a konstrukčním rozdílům jednotlivých typů jaderných zařízení.

Část druhá shrnuje historii jaderné energetiky a popisuje hlavní milníky a události, které vývoj jaderné energetiky provázely, a to jak ve světě, tak i na našem území.

Následně práce popisuje samotné vybrané typy jaderných elektráren s již zmíněnými jadernými reaktory.

Na závěr práce porovnává jednotlivé typy jaderných reaktorů z hlediska parametrů, provozních vlastností a těž je srovnává z hlediska historie jejich poruch.

## 2. Základní principy fungování jaderných reaktorů

V současné době veškerá komerční jaderná energetika stojí na procesu, který se nazývá jaderné štěpení. Aby bylo možné jaderné štěpení uskutečnit, je potřeba překonat silnou jadernou sílu, která udržuje protony a neutrony v atomovém jádře pohromadě.

Abychom překonali tuto energii, je nutné jádro atomu nějakým způsobem vybudit. Jeli tato dodaná energie dostatečně velká, dojde k rozštěpení atomového jádra na dva fragmenty. Tyto dva fragmenty se od sebe velkou rychlostí vzdalují a ve své kinetické energii si odnášejí přibližně 85 % energie uvolnění při jaderném štěpení, kterou okamžitě předávají okolní látce a tím dochází k přeměně na energii tepelnou. Společně s rozpadem jádra na dva fragmenty dochází k uvolnění 2 až 3 neutronů, které jsou důležité pro další pokračování jaderné reakce. (3)

Nejpoužívanější jaderné palivo v současných jaderných reaktorech je izotop U 235, kterého je ovšem v přírodním Uranu obsaženo pouze 0,72 %. Aby došlo k zvýšení šance na zasažení jádra tohoto izotopu alespoň jedním neutronem z předešlé jaderné reakce, je nutné tyto neutrony zpomalit na tzv. tepelné neutrony o energii menší, než 0,5 eV. Tím vzroste šance na zasažení jádra U235 na rozdíl od případu, kdybychom tyto neutrony nezpomalovali a ponechali jim původní energii přibližně 2 MeV. Tohoto zpomalení je dosaženo pomocí interakce s jinými jádry atomů, které nazýváme moderátory. Nicméně pro některé druhy reaktorů využívající určité moderační látky je nutné tento obsah dále uměle zvyšuje na jednotky procent zastoupení uranu 235. Tomuto zvyšování se říká obohacování Uranu a je potřeba ho nejvíce eliminovat z důvodu vysoké finanční nákladnosti a technické náročnosti způsobené stejnými chemickými vlastnostmi jednotlivých izotopů a nutnosti technologii obohacování založit na velmi malých fyzikálních rozdílech. (3)

Jak již bylo zmíněno, abychom udrželi jaderný reaktor v chodu, je nutné, aby počet neutronů účastnících se jaderného štěpení současné generace byl stejný, jako počet neutronů účastnících se jaderného štěpení generace jí předcházejí. Poměru neutronů stávající generace k předcházející generaci říkáme efektivní multiplikační činitel a značíme ho  $k_{ef}$ . V reálných podmínkách nicméně spíše používáme pojem koeficient reaktivity, který vyjádříme z  $k_{ef}$  pomocí vztahu

$$k = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}}$$

pro který platí:

$k > 0$  – reaktor jen nadkritický, počet štěpení exponenciálně stoupá a tím roste i jeho výkon

$k = 0$  – reaktor je kritický, počet štěpení i výkon je konstantní

$k < 0$  – reaktor je podkritický, počet štěpení exponenciálně klesá a tím klesá i jeho výkon (6)

Aby obsluha mohla regulovat počet neutronů, jsou v reaktoru kromě tyčí s jaderným palivem také tyče, kterým říkáme tyče regulační. Tyto tyče, pokud jsou přítomny v jádru jaderného reaktoru, pohlcují nadbytečné neutrony a díky tomu může obsluha elektrárny jejich vysouváním a zasouváním do reaktoru ovlivňovat jeho reaktivitu a tím i měnit jeho tepelný výkon. Regulační tyče jsou nejčastěji tvořeny z borové oceli. Též je možné ovlivňovat reaktivitu změnou tlaku chladiva, jeho teploty, nebo koncentrací kyseliny borité v chladivu. (3) (6)

Za připomenutí také stojí to, že i v případě úplné odstávky jaderného reaktoru musí být stále zajištěno odvádění zbytkového tepla vznikajícího v důsledku radioaktivního rozpadu štěpných fragmentů. Zajištění tohoto chlazení je jedním z nejdůležitějších požadavků v oblasti jaderné bezpečnosti. (3)

V základě se tedy jaderná elektrárna liší od klasické elektrárny tepelné hlavně svým reaktorovým okruhem, jehož hlavní součástí je samotný reaktor, kde dochází v místě nazývaném aktivní zóna k samotné štěpné reakci. Jeho hlavní parametry, jako je stupeň obohacení paliva, způsob chlazení, volba moderátoru, tlak uvnitř nádoby společně se spoustou dalších parametrů výrazně ovlivňují jeho provozní a bezpečnostní charakteristiky, stejně tak i celkové konstrukční uspořádání celého energetického zařízení.



### 3. Historie jaderné energetiky

Začátek jaderného věku můžeme sledovat už od roku 1934 kdy se skupina vědců shromážděných okolo Enrica Fermiho v Římě pokusila připravit vzorky nových, dosud neobjevených izotopů pomocí ostřelování různých prvků za pomoci neutronů. Zde bylo také při ostřelování uranového vzorku zjištěno, že nejvíce k jaderným přeměnám dochází při předchozím zpomalení neutronů pomocí parafínu. Na tyto experimenty úspěšně navázal Otto Hahn z Berlínské univerzity se svým spolupracovníkem Fritzem Strassmanem a profesorkou rakouského původu Lise Meitnerovou. Těm se podařilo roku 1938 zjistit, že pokud je uran ostřelován neutrony, nedochází k vzniku nových izotopů rádia, které původně očekávali, ale že dochází k rozpadu jádra uranu na baryum, nebo jemu blízké prvky. (1)

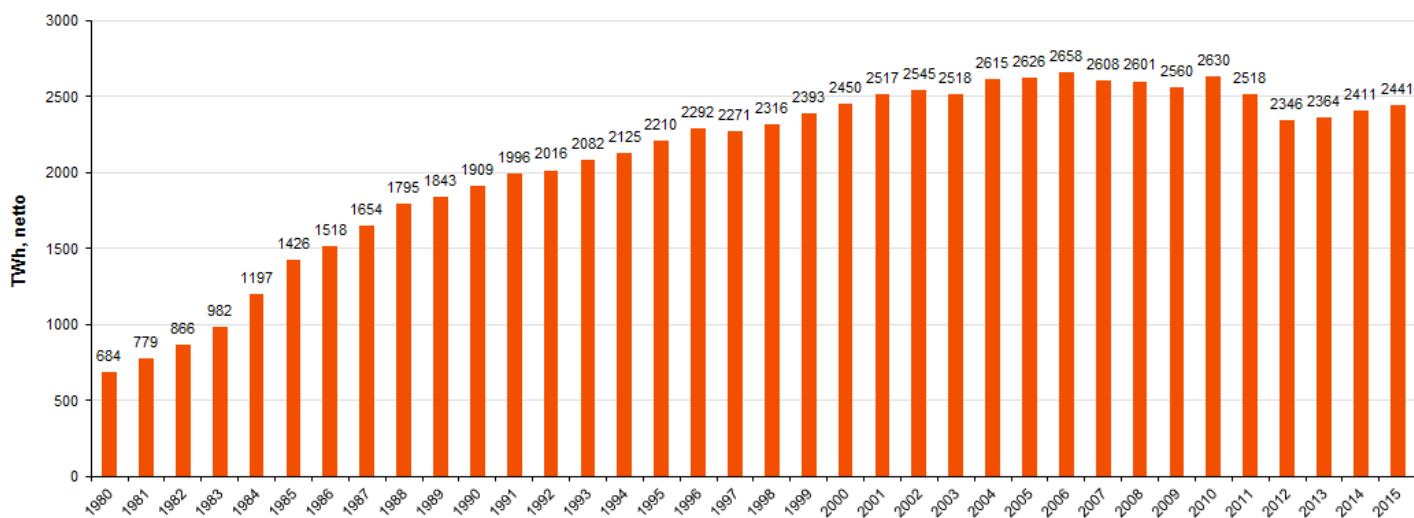
Nicméně výzkum v oblasti jaderné fyziky se rozeběhl až s vypuknutím druhé světové války. Nejlépe si na tomto poli vedly Spojené státy. Těm se podařilo také spustit 2. prosince 1942 spustit první nepřetržitou štěpnou reakci pod vedením již zmíněného italského fyzika Enrica Fermiho, který na americký kontinent emigroval předešlých letech. Zařízení, které by z dnešního hlediska šlo stěží nazvat za jaderný reaktor, bylo postaveno v areálu stadionu Chicagské university. Zařízení se skládalo z dvoukilogramových konzerv naplněných přírodním uranem a grafitových cihel. Pro regulaci výkonu zde sloužili tyče z kadmia. Pro případ havárie byl přítomen i roztok kadmia, který by se v případě nouze nalil do aktivní zóny. Okolní personál nebyl nijak radiačně chráněn z důvodu nízkého výkonu reaktoru, který nepřekročil 200 wattů. Těž chlazení nebylo z výkonových důvodů nijak řešeno. (1)

V následujících letech se výzkum ubíral hlavně vojenským směrem. První skutečná jaderná elektrárna se nacházela v Sovětském svazu ve městě Obninsk. Jednalo se o grafitem moderovaný, vodou chlazený reaktor s tepelným výkonem 30 MWt a výkon elektrickým 5 MWe. Tato jaderná elektrárna označována jako AM-1 vyrobila svou první elektrickou energii 27. června 1954. (1)

V následujících letech byly spuštěny první větší průmyslové zdroje jaderné energie. Jako příklad můžeme uvést v roce 1956 jadernou elektrárnu v Britském Calder Hall a s elektrickým výkonem 50 MW, nebo o rok později v americkém Shippingportu ve státě Pennsylvania s výkonem dokonce 60MWe, který byl připojen k rozvodné síti 2. prosince 1957. (1)

Posléze jaderná energetika zažila prudký rozvoj, zvláště v sedmdesátých a osmdesátých letech. V roce 1980 již roční produkce z jaderných zdrojů dosahovalo 684 TWh a v roce 1990 dokonce 1909 TWh. Bohužel v následujících letech její rozvoj zažil útlum, a to zejména kvůli událostem jaderných havárií v Three Mile Island v roce 1979 a Černobyli v roce 1986. Dále se na útlumu podílel kolaps východního bloku na přelomu osmdesátých a devadesátých let dvacátého století po nichž se plánování nových jaderných elektráren ve vyspělém světě téměř zastavilo. V současnosti se jaderná energetika výrazněji rozvíjí především na asijském kontinentě. Za rok 2015 jaderné elektrárny vyprodukovali celkově 2441 TWh elektrické energie. (5) (7)

#### Světová výroba elektřiny v jaderných elektrárnách



Obrázek 1 – Vývoj světové výroby elektřiny z jaderných zdrojů

(Zdroj: ČEZ a. s.: Jaderná energetika ve světě [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektřiny/jaderna-energetika/je-ve-svete.html>)

## 4. Tlakovodní reaktor VVER

Historie těchto jaderných reaktorů začíná v roce 1964 v sovětské Novovoroneži, kde byl po pěti letech výstavby spuštěn první experimentální jaderný reaktor typu VVER. Konkrétně se jednalo o typ V-210, který měl elektrický výkon 210 MWe. O pět let později byl uveden do provozu blok druhý s označením V-365 s výkonem 365 MWe. Následně zde byly v letech 1972 a 1973 spuštěny další dva bloky, tentokrát se již nejednalo o bloky experimentální, nýbrž o komerční typu VVER-440 s výkonem 417 MWe. V roce 1980 k nim přibyl i reaktor VVER-1000 s výkonem rovných 1000 MWe (4) (8)

### 4.1. Reaktory VVER-440

Palivové tyče reaktoru VVER-440 jsou tvořeny palivovými tabletami obohaceného uranu na úroveň 3,5 %, které jsou uloženy uvnitř povlakové trubice tvořené zirkoniovou slitinou a na konci jsou zafixovány pružinou, která jim umožní další prostorovou expansi v průběhu vyhořívání. Palivové tablety jsou 1 až 3 cm vysoké válečky o průměru přibližně 7,55 mm tvořené oxidem uraničitým ( $UO_2$ ), do jejichž středu je vyvrtán centrální otvor s průměrem přibližně 1,5 mm aby bylo sníženo tepelného namáhání paliva. Každá tyč je takto při výrobě vyplněna 0,95 kg uranu a inertním heliem o tlaku 0,5-07 MPa a následně uzavřena přivařenými koncovka. (2) (4) (9) (10)

Palivové tyče se následně uspořádávají do trojúhelníkové mřížky s roztečí 12,2 mm do palivového článku, který tvoří základ aktivní zóny reaktoru. Palivový článek obsahuje 126 palivových tyčí, které jsou udržovány ve své poloze deseti distančními mřížkami spojenými centrální trubkou. Jeho nosnou část představuje hlavice, koncovka a 1,5 mm tlustý plášť palivového souboru, který má tvar šestibokého hranolu. Spodní distanční mřížka je pevně spojena s dolní válcovitou koncovkou pro usazení palivového článku do reaktoru. Horní hlavice je opatřena šesti odpruženými kolíky pro pružné uložení článku v reaktoru. Palivový článek je vyroben ze slitiny zirkonia a niobu a jeho celková hmotnost je 220 kg. (4)

Kromě palivových článků se v aktivní zóně nachází také na vybraných místech regulační články. Ty jsou v případě reaktoru VVER-440 spojené s články palivovými tak, že je článek rozdělen na palivovou a absorpční část, která je umístěná v horní části. Absorpční část má stejně jako palivový článek šestihranný plášť, na jehož vnitřní části se nacházejí vložky z bórové oceli. Pod částí absorpčním se nachází část palivová podobná palivovému článku, která je ovšem u spodní koncovky vybavena hydraulickým tlumícím zařízením pro případ rychlého sestupu článku. Regulační článek teda při svém zasouváním ovlivňuje reaktivitu jak zasouváním absorbátoru do aktivní zóny, tak i vysouváním palivové části do prostoru pod aktivní zónou. Rychlost pohybu je za normálních okolností 2 cm/s, v případě nutnosti rychlého odstavení reaktoru se tato rychlost pohybuje mezi 20 až 30 cm/s. (4) (11)

Samotná aktivní zóna má 2,88 m v průměru a je vysoká 2,5 m. Je tvořena 349 palivovými soubory z toho je 37 regulačních kazet, takže celková váha vsázky uranu je 42 tun. Výměna paliva probíhá jednou ročně a je při ní vyměněna třetina vsázky. Dochází při ní také k přeskládání reaktoru, čerstvé palivové články se umísťují na její okraj a předešlé se posouvají směrem do jejího středu, tak aby došlo k jejich intenzivnějšímu vyhoření. (2) (4) (11)

Palivové články, které tvoří aktivní zónu, jsou umístěné v tzv. koši aktivní zóny. Jedná se o 21,3 tuny vážící svařenec z nerezové oceli. Jeho válcový plášť je 50 mm tlustý a na jeho vnitřní straně je umístěno 12 přístrojů pro měření hustoty neutronového toku. Jeho spodní část je tvořena nosnou deskou s 312 válcovými otvory pro umístění palivových článků a 37 šestihranných otvorů pro umístění regulačních článků. (4)

Nad aktivní zónou se nachází blok ochranných trubek. Ten slouží k fixaci palivových článků a vedení regulačních tyčí. Stejně jako koš aktivní zóny je vyroben z nerezové oceli a jeho váha je 35,2 tuny. Je tvořen horní a dolní deskou, které jsou spojeny 37 nosnými a ochrannými trubkami pro čidla. Nad horní deskou se nachází válcový plášť se 72 pružinovými bloky, které přitlačují celý blok víkem reaktoru ke koši aktivní zóny. (4)

Další a také velmi důležitou částí reaktoru je nosný válec aktivní zóny, nebo také někdy nazývaný šachta. Její účel je oddělit vstupní a výstupní prostor chladiva, tak svou střední částí částečně odstínit reaktorovou nádobu od záření z aktivní zóny. Jeho spodní část se nazývá dno nosného válce, nebo dno šachty. Ta stejně jako těleso šachty zajišťuje svým děrováním optimální distribuci chladiva v nádobě reaktoru. Obsahuje také ochranné trubky pro vysouvání palivových částí regulačních článků z reaktoru. (4) (3)

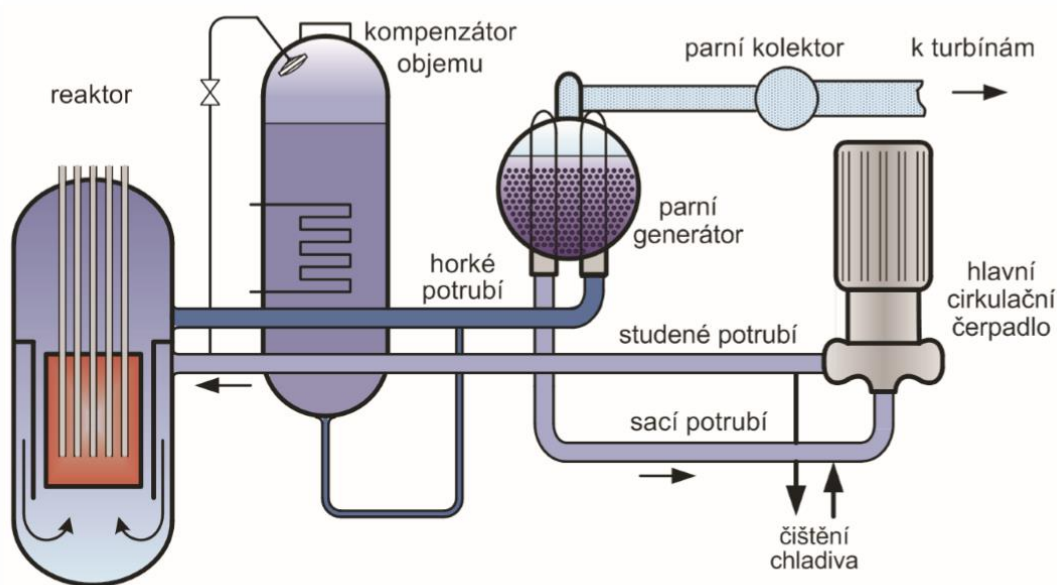
Všechny již dříve popsané komponenty jsou uloženy v reaktorové nádobě. Ta je vyrobena z vysokopevnostní chrom-molybden-vanadové oceli a skládá se z tělesa tlakové nádoby a sférického víka. Těleso tlakové nádoby se od spodní části tvoří eliptickým dnem, pěti prstenci, přičemž dolní tři jsou hladké a horní dva jsou vybaveny dvanácti hrdli pro cirkulaci chladicí vody v šesti smyčkách primárního okruhu. Na vrchu se ještě nachází zesílená příruba s šedesáti otvory pro šrouby. Celková hmotnost tělesa tlakové nádoby je 220 tun, její rozměry jsou 4350 mm v průměru a 11800 mm na výšku. Druhou částí tvořící reaktorovou nádobu je Sférické víko s hmotností 114 tun. To je tvořeno jednou částí s 37 navařenými trubkami pro pohyb regulačních článků. Jeho spojení s tělesem tlakové nádoby je zajištěno šedesáti šrouby skrz přírubu. (2) (4)

Protože jaderná elektrárna není jen jaderný reaktor, ale skládá se z plno dalších komponent, je nutné si i je také popsat. Reaktory typu VVER jsou vodou moderované

tlakovodní reaktory, je nutné, aby jaderné elektrárny jimi vybavené byly dvoukruhového schématu s parní turbínou. (Elektrárny II)

V reaktorovém, někdy též primárním, okruhu se nachází voda pouze v kapalném stavu. Ta se zde nachází v případě reaktoru VVER-44 pod tlakem 12,26 MPa a díky tomu i při teplotě 310 °C na výstupu z reaktoru nepřekročí bod varu. (2)

K udržování stálého tlaku slouží tzv. kompenzátor objemu. Ten je připojen k jedné z horkých smyček mezi reaktorem a parogenerátorem. Zde je kompenzace objemu a udržování potřebného tlaku zajišťováno pomocí parního prostoru v jeho horní části. V případě potřeby snížení tlaku je do něj přivedena studená voda po ochlazení v parogenerátoru. Tou je následně parní prostor sprášen tryskou v horní části kompenzátoru objemu a tím dochází k její částečné kondenzaci a poklesu tlaku v primárním okruhu. V případě potřeby tlak zvýšit jsou zapnuty elektroohříváky v spodní části zaplněné vodou a následně společně s množstvím páry narůstá i tlak v primárním okruhu. Pokud dojde k přílišnému nárůstu tlaku, který není zastavitelný ani tryskami se studenou vodou, je kompenzátor objemu vybaven ventily, které se v případě potřeby otevrou a uvolní přebytečný tlak páry do barbotážní nádrže naplněné dusíkem, kde dojde ke kondenzaci. (3) (4)

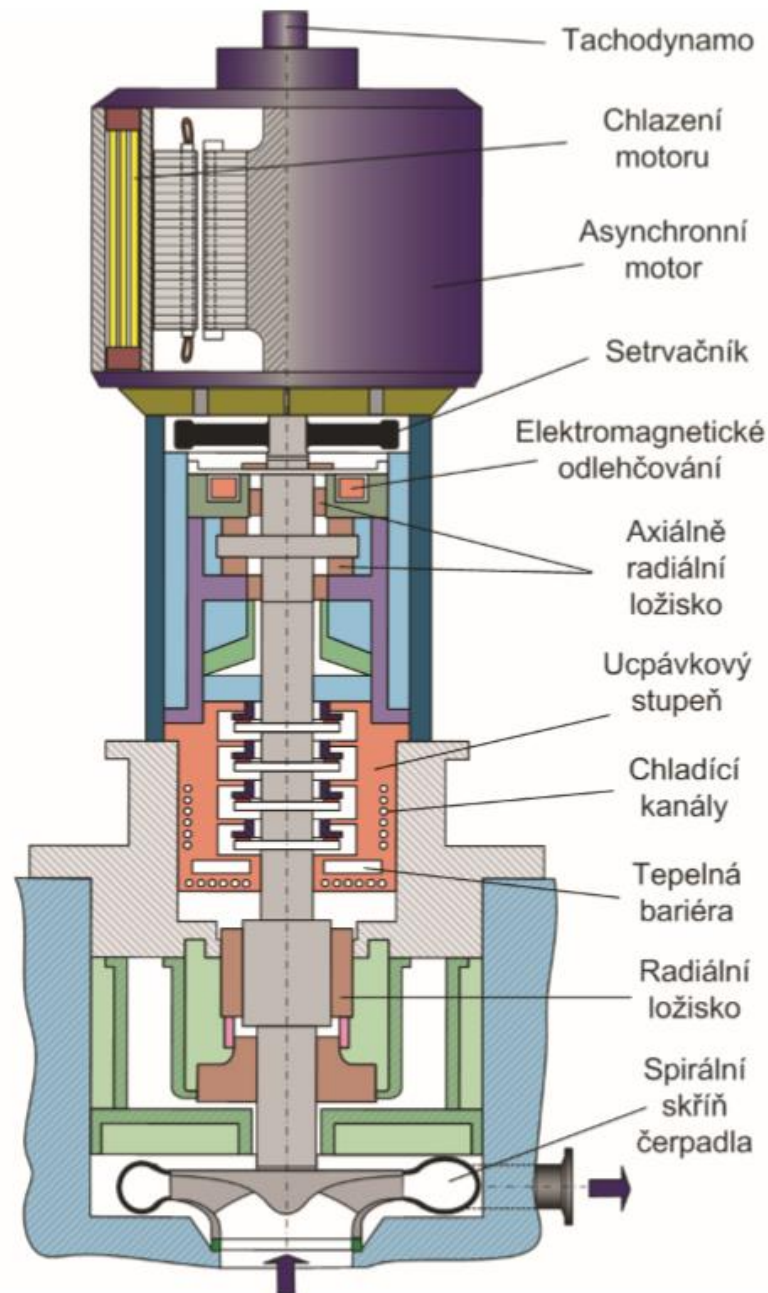


Obrázek 2 – Schéma primárního okruhu tlakovodních reaktorů

(Zdroj: DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.)

Další významnou částí primárního okruhu, kterou nelze opomenout, jsou oběhová čerpadla. Každé z čerpadel je umístěno v jedné ze šesti smyček primárního okruhu. Oběhová čerpadla jsou nejčastěji ucpávková s hydromechanickou ucpávkou hřídele a setrvačником. Zde je důležitý fakt, že na rozdíl od čerpadel bezucpávkových, mají čerpadla ucpávková větší setrvačný efekt s delší dobou doběhu. Ta je zvýšena z jednotek sekund na přibližně dvě minuty což umožňuje lépe překlenout dobu výpadku

napájení. Jejich nevýhodou je složitý těsnicí systém, u kterého je nutné se smířit s únikem chladiva až 0,15 litru za sekundu. (3) (4)

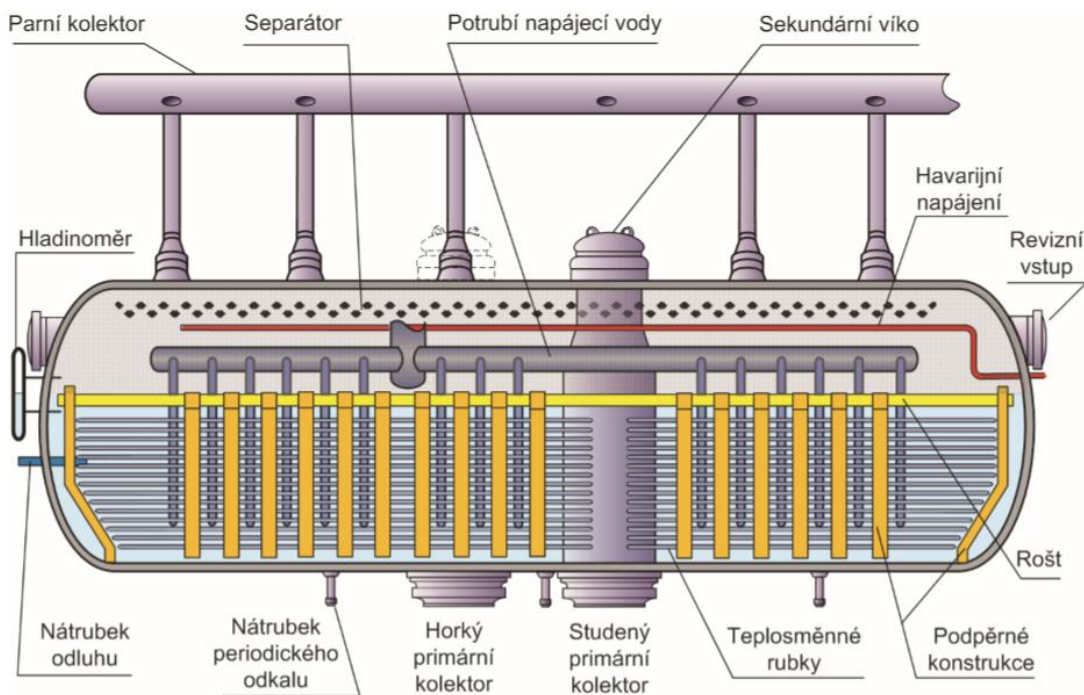


Obrázek 3 – Schéma uspořádání ucpávkového čerpadla

(Zdroj: DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.)

Poslední a neméně významnou částí primárního okruhu je parogenerátor. Zde dochází k předávání tepla z okruhu primárního, do okruhu sekundárního, kde vzniká sytá pára, která následně pokračuje na turbínu. U reaktorů typu VVER se používají vždy horizontální parogenerátory. Ten má tvar položeného válce kdy k jeho spodu jsou přivařeny nerezové trubky ve tvaru obráceného U. Těmito trubkami proudí chladící

voda z reaktoru a ohřívá vodu sekundárního okruhu ve válci. Zde vzniklá mokrá pára se následně suší v žaluziovém sušiči v horní části parogenerátoru. (3) (4)



Obrázek 4 – Schéma uspořádání parogenerátoru

(Zdroj: DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.)

Počínaje parogenerátorem začíná okruh sekundární, který je v základu téměř totožný s běžnými nejadernými tepelnými elektrárnami. Pára vyrobená v parogenerátoru zde pohání turbínu mechanicky spojenou s alternátorem. V případě reaktoru VVER-440 se jedná o turbíny dvě podélně uspořádané, každá s výkonem 220 MWe. (2) (3)

## 4.2. Bezpečnostní systémy reaktorů VVER-440

V případě vážné havárie, kdyby například došlo k roztržení potrubí primárního okruhu, by bylo potřeba si okamžitě poradit s velkým množstvím radioaktivní páry, která by začala z roztrženého potrubí unikat. Pro tento případ byl vyvinut systém nazývaný se barbotážní věž. Jedná se o systém zahrnující prostory primárního potrubí a reaktoru společně s prostory vybavenými kondenzačním zařízením. (4) (12)

Nouzové ochlazení aktivní zóny jaderného reaktoru typu VVER-440 v případě havárie je zajišťováno několika způsoby.

První způsob zajištění ochlazení aktivní zóny je systém aktivního vysokotlakého vstřikování. Ten je vhodný při malých, či středních únicích paliva, kdy je zachován vysoký tlak v primárním okruhu. Je tvořen dvěma dvojicemi vysokotlakých čerpadel. Každá dvojice je umístěna v oddělených místnostech a k reaktoru je připojena

nezávislým potrubím k studeným částem cirkulačních smyček. Pokud je systém v činnosti, doplňuje do primárního okruhu vodu s vysokým obsahem kyseliny borité, která negativně ovlivňuje reaktivitu reaktoru. (4) (13)

Další z těchto systémů jsou hydroakumulátory. Jedná se o pasivní systém tvořený z nádrží obsahujících stlačená vzduch a bórovou vodu, které jsou umístěny nad úrovní reaktoru. V případě, že tlak v reaktorové nádobě poklesne pod tlak stlačeného plynu v hydroakumulátorech, který je 6 MPa, dochází k otevření zpětného ventilu a voda z nich začne proudit do aktivní zóny. (4) (13)

Po vyprázdnění hydroakumulátorů se k dochlazování zapojují nízkotlaká čerpadla. Ty jsou schopna dodávat do aktivní zóny velké množství vody při nízkém tlaku. Zvláště jsou účinná při tlacích pod 1 MPa. Stejně jako čerpadla vysokotlaká jsou schopná pracovat i v případě úplného přerušení dodávek elektrického proudu do elektrárny díky dieslovým generátorům, které v případě potřeby nabíhají do 30 s. (4) (13)

### 4.3. Reaktory VVER-1000

V důsledku potřeby dalšího zvyšování jednotkového výkonu reaktoru vzhledem k investičním a provozním nákladům vedl další vývoj dalšího výkonnějšího reaktoru VVER-1000. (4)

Palivový článek reaktoru VVER-1000 je velmi podobný palivovému článku z reaktoru VVER-440. Palivové tablety jsou shodné jako u reaktoru VVER-440, ale jejich stupeň obohacení se pohybuje v rozmezí 3,3 až 4,4 % izotopu uranu 235. Palivové články mají stejně jako u reaktoru VVER-440 šestihranný tvar s palivovými pruty rozmístěnými do trojúhelníkové mříže, tentokrát s roztečí 12,6 mm a bez vnějšího pláště. Též palivový článek obsahuje navíc ještě 18 trubiček s průměrem 12,6 mm pro pohyb absorpčních elementů tzn. klastrové regulace. Délka palivových tyčí narostla tak, že výška aktivní zóny se zvýšila přibližně o metr a má na výšku 3,55 m. S tím stoupla hmotnost uranu v každé palivové tyči na 1,56 kg. Každá palivová kazeta má na rozdíl méně výkonného reaktoru 317 palivových tyčí, ovšem jejich počet v aktivní zóně poklesl na 151. 61 palivových kazet je vybaveno svazkovými regulačními tyčemi, někdy též nazývané klastry, které se pohybují v již zmíněných 18 otvorech pro klastrovou regulaci, čímž došlo k náhradě článků regulačních. Celková vsázka uranu stopla na 66 tun. (2) (4)

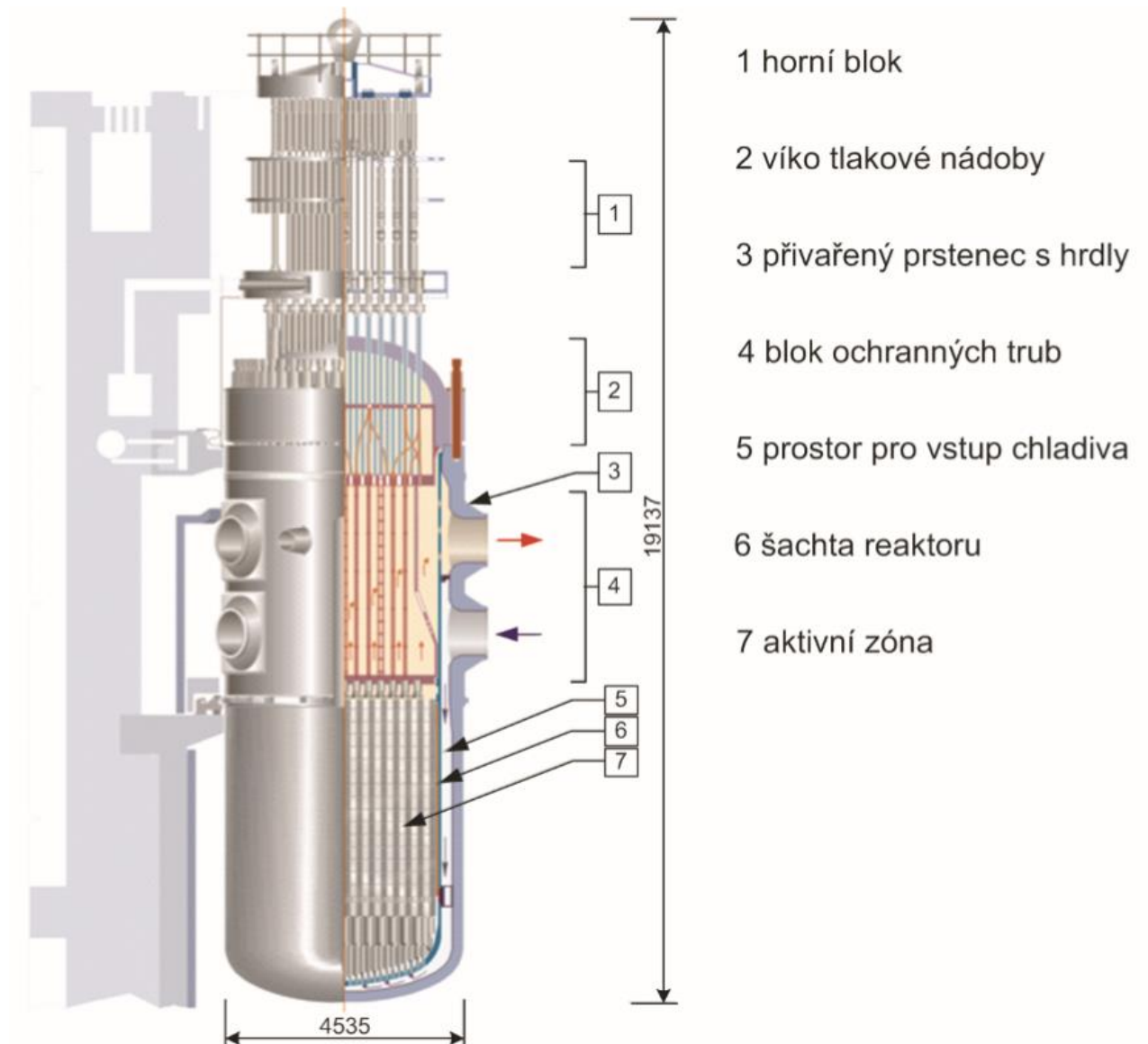
Nosný válec neboli šachta, aktivní zóny se svým dnem je konstrukčně shodný se svým protějškem u reaktoru VVER-440. To samé můžeme říci i o bloku ochranných trubek s tím rozdílem, že ten je nově opatřen děrovaným pláštěm pro lepší proudění ohřátého chladiva. (4)

Komponentou, která zde chybí, je koš aktivní zóny, z tohoto důvodu jsou palivové články usazeny přímo do dna nosného válce. Naopak novým prvkem vnitřní stavby reaktoru je boční plášť aktivní zóny. Ten zabraňuje průtoku vody mimo aktivní zónu z důvodu absence šestihranných plášťů palivové kazety a absence koše aktivní zóny, jejichž přítomnost by tomu zabraňovala. Boční plášť je tvořen z pěti ocelových prstenců, které sledují vnější obrysy aktivní zóny. Jeho centralizace je řešena pomocí



per, která jsou přivařena k nosnému válci a zapadají do drážek vrchního prstence bočního pláště. (4)

Reaktorová nádoba se stejně jako u reaktoru VVER-440 skládá z tělesa tlakové nádoby reaktoru a víka. Tlaková nádoba se skládá z šesti prstenců, přičemž dva z nich obsahují 8 hrdel pro čtyři smyčky primárního okruhu. Nádoba reaktoru narostla hmotnostně na 304 tun. Její průměr se zvýšil na 5300 mm a její výška díky klastrové regulaci poklesla na 10850 mm. Zajištění víka je zde provedeno pomocí 54 šroubů. (2) (4)



Obrázek 5 – Řez reaktorem VVER-1000

(Zdroj: DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.)

Primární okruh reaktorů VVER-1000 je na rozdíl od verze 440 čtyřsmyčkový. Podobně jako u VVER-440 obsahuje kompenzátor objemu, cirkulační čerpadla a horizontální parogenerátory. Tlak vody vzrostl na 15,7 MPa a výstupní teplota vody z aktivní zóny též vzrostla na 320 °C. (2) (14)

#### **4.4. Bezpečnostní systémy reaktorů VVER-1000**

Podobně jako reaktory VVER-440 jsou VVER-1000 vybaveny všemi třemi již dříve popsanými bezpečnostními systémy. Novinkou je zde ochranná obálka, někdy též nazývaná kontejnment, ve které je umístěný celý primární okruh s bezpečnostními systémy. Jedná se o mohutnou železobetonovou válcovitou konstrukci s kulovým vrchlíkem. Její stěny jsou 1,2 metru tlusté a její vnitřek je hermeticky uzavřen 8 mm nerezové oceli. Uvnitř kontejnmentu je neustále udržován podtlak, aby bylo zabráněno případnému úniku radioizotopů do okolního prostředí. Kontejnment také chrání zařízení uvnitř proti vnějším nepříznivým vlivům jako jsou například extrémní klimatické jevy nebo pád letadla. (15)

## 5. Grafitový reaktor chlazený vodou RBMK

Vývoj reaktorů RBMK můžeme sledovat již od první poloviny padesátých let k již zmíněné elektrárně v městě Obninsk s elektrickým výkonem 5 MWe. Ovšem první reaktor RBMK byl spuštěn až v roce 1973 v ruském Leningradě s elektrickým výkonem 1000 MW. (1) (4)

### 5.1. Reaktory RBMK

Reaktory RBMK se konstrukčně značně liší od předešlého reaktoru VVER. Jeho základem je palivový kanál, který se skládá z několika částí. Jeho hlavní část je centrální tlaková trubka o vnějším průměru 88 mm a tloušťce stěny 4 mm vyrobená ze slitiny zirkonia a niobu. Ta je zavěšena v aktivní zóně a na koncích je uzavřena ocelovými koncovkami. Uvnitř této centrální trubky je zavěšen palivový soubor, který se skládá z dvou palivových článků. Každý článek je 3,5 m dlouhý a skládá se z 18 palivových tyčí o průměru 13,6 mm. Každá palivová tyč je plněná oxidem uranu obohaceným na úroveň 1,8 % a tloušťka jejího povlaku ze slitiny zirkonia a niobu je 0,9 mm. Ve středu palivového článku se nachází centrální nosná trubka s průměrem 15 mm a se zabudovaným tepelným čidlem. Celková hmotnost palivového souboru tvořeného těmito dvěma palivovými články je 185 kg z čehož připadá na oxid uraničitý 130 kg. (4)

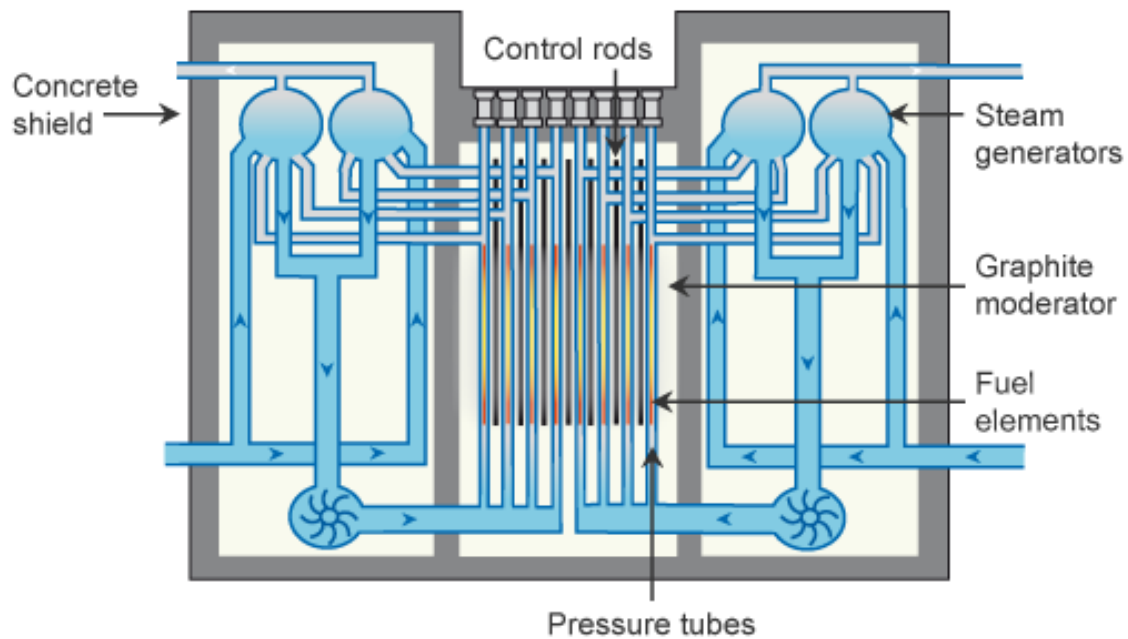
Do spodní části palivového kanálu se přivádí voda, která má teplotu 270 °C a tlak 8 MPa. Při jejím prouděním kanálem vzhůru dochází při kontaktu s palivovými tyčemi k ohřevu a po přibližně 2,5 m začne docházet k vývinu páry. Ta má na výstupu teplotu 284 °C a obsah páry je omezen na 14 % hmotnosti z důvodu možnosti vzniku tzn. kladného dutinového koeficientu reaktivity. Ten má za následek, že s klesající koncentrací vody dochází k nárůstu reaktivity v aktivní zóně. (2) (4)

Kromě palivových kanálů se v reaktoru nacházejí i kanály regulační. Regulační kanál se skládá stejně jako kanál palivový z centrální trubice o vnějším průměru 88 mm tentokrát však se stěnou tlustou pouze 3 mm. Uvnitř se nachází absorbátor neutronů. Za normálních podmínek jsou regulační orgány schopné měnit výkon rychlostí 4 % za sekundu, ovšem v nouzových případech je možné zastavit štěpnou reakci za 12 až 16 s. (4)

Samotná aktivní zóna reaktorů RBMK má válcovitý tvar o průměru 12 metrů a výšce 9 metrů. Skládá se z grafitových bloků tvaru pravidelného čtyřbokého hranolu o základně 250 mm a výšce 600 mm s válcovými otvory s průměrem 114 mm pro palivové a regulační kanály. Kromě těchto grafitových bloků, které slouží v aktivní zóně jako moderátor, se v okolí aktivní zóny nachází další 90 cm tlustá vrstva grafitu sloužící jako reflektor, který slouží k odražení neutronů zpět do aktivní zóny. Tento reflektující materiál se také nachází pod a nad aktivní zónou, tentokrát však pouze v tloušťce 50 cm. Celková hmotnost grafitu v reaktoru je 1760 tun. Aktivní zóna reaktoru RBMK 1000 obsahuje 179 regulačních kanálů a 1693 kanálů palivových obsahujících 192 tun jaderného paliva. Nad a pod reaktorem se nacházejí ocelové desky, které spolu

s válcovým pláštěm tvoří hermetizovaný prostor vyplněný směsí helia a dusíku. Těleso reaktoru je uloženo v betonové šachtě. (2) (3) (4)

Primární okruh je u reaktorů RBMK dvousmyčkový, kdy každá smyčka má 846 resp. 847 kanálů připojených k horním koncům vedoucím k cyklónovým separátorům páry. Cirkulaci vody zajišťují čtyři oběhová čerpadla. Z cyklónových separátorů páry vystupuje odseparovaná pára s 5 % obsahem vody do separátorů žaluziových, kde se dále vysouší až na 0,1 % vlhkosti, a následně putuje do parních turbín, která u tohoto typu reaktoru nemá samostatný oddělený okruh. Odseparovaná voda ze separátorů se společně s ochlazenou vodou po výstupu z turbíny vrací do reaktoru. (2)



Obrázek 6 – Schéma primárního okruhu reaktorů RBMK

(Zdroj: World Nuclear Association: RBMK Reactors [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/appendices/rbmk-reactors.aspx>>)

## 5.2. Bezpečnostní systémy reaktorů RBMK

Prvním bezpečnostním systémem je havarijní lokalizační systém, který v případě selhání hermetičnosti primárního okruhu odvádí uniklou páru do barbotážní nádrže, kde dochází k její kondenzaci. (4)

Nejdůležitějším bezpečnostním systémem reaktorů RBMK je systém havarijního chlazení reaktoru. Ten v případě problémů s hermetičností jedné ze dvou smyček primárního okruhu nejdříve rozliší, která ze smyček je poškozená a která nikoliv. Následně je do poškozené smyčky přivedena voda z dvou skupin hydroakumulátorů s tlakem 10 MPa. Následné střední a dlouhodobé dochlazování zajišťují tři čerpadla, kdy je kapacita každého 50 % potřebného chladícího výkonu. Ty do poškozené smyčky čerpají nahromaděnou vodu z barbotážní nádrže. V případě nepoškozené smyčky je tento systém opět tvořen třemi čerpadly, každé opět s 50 % potřebného výkonu, které ovšem v tomto případě čerpají vodu z nádrže čistého kondenzátu. (4)

Posledním systémem zajišťujícím bezpečnost je systém pro snížení tlaku v primárním okruhu. Ten se skládá z několika ventilů nastavených na různé otevírací tlaky, které při překročení přípustného tlaku v primárním okruhu upouštějí páru do barbotážní nádrže, kde následně pára kondenzuje. (4)

## 6. Těžkovodní reaktory typu CANDU

Historie jaderných tlakových těžkovodních reaktorů kanadského původu typu CANDU začíná zahájením výstavby prvního reaktoru tohoto typu roku 1965 ve městě Pickering nacházejícím se v kanadském státě Ontario. Zde byly mezi lety 1971 a 1973 spuštěny čtyři jaderné reaktory typu CANDU, každý s výkonem 516 MWe. Elektrárna Pickering se tak se svým dokončením a připojením na síť v roce 1973 stala největším jaderným zdrojem na světě. Následně mezi lety 1977 a 1987 bylo uvedeno do provozu osm jaderných reaktorů v kanadském Bruce, ve státě Ontario. Výkon prvních čtyř z nich dosahoval 759 MWe a následujících čtyř dokonce 817 MWe. Reaktory CANDU se poté rozšířili i do některých dalších zemí světa, mezi ně patří například Argentina, Pákistán, Indie, Čína, Jižní Korea nebo Rumunsko. Jaderné reaktory typu CANDU v jednotlivých jaderných zařízeních se od sebe mírně odlišují, přesto jejich základní konstrukční provedení zůstává stejné. (4) (16) (17)

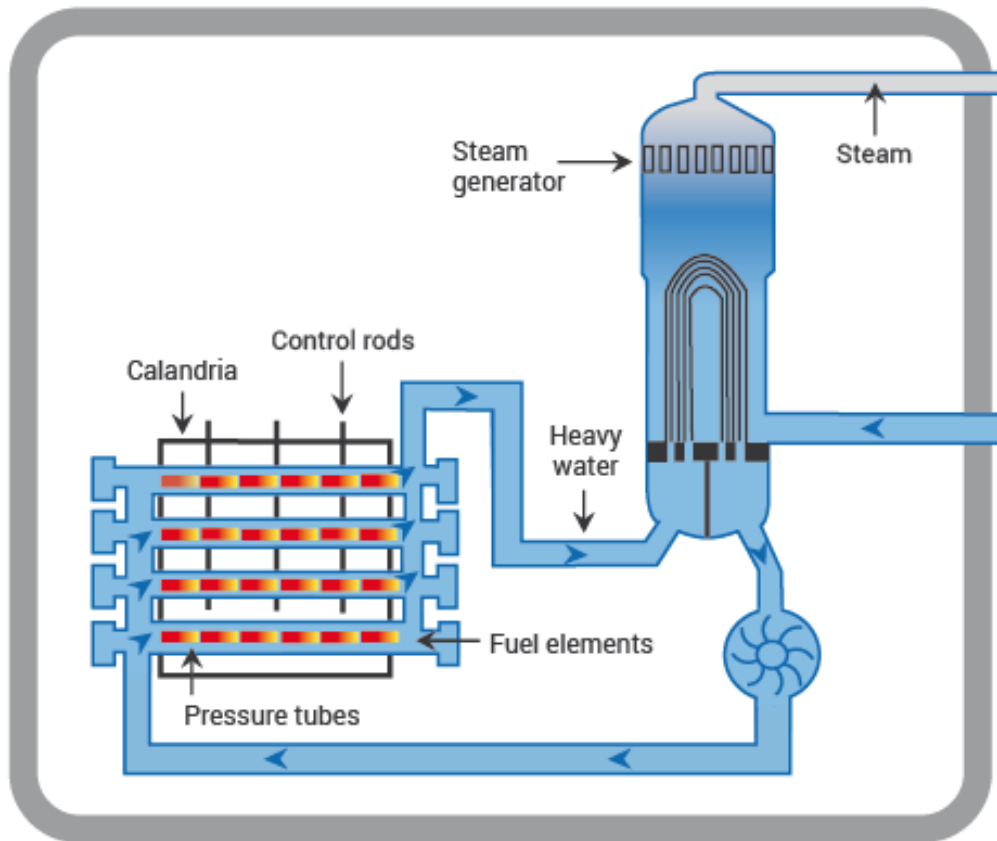
### 6.1. Reaktory CANDU

Základem palivového článku je i zde palivová tyč tvořená válcovou povlakovou trubkou ze slitiny zirkonia naplněná typicky 29 palivovými tabletami z přírodního neobohaceného uranu, která je na koncích uzavřena přivařenými plochými víčky. Vzhledem k menšímu množství štěpných produktů díky neobohacenému uranu a malému počtu tablet v palivové tyči se zde nenachází pružina umožňující prostorovou expansi palivových tablet, jako v případě reaktorů VVER. Každý palivový článek se skládá z 28 nebo 37 palivových tyčí v závislosti na výkonu daného reaktoru, které jsou udržovány ve své poloze distančními elementy. Palivové články se v reaktoru vkládají do palivových kanálů. V každém z nich je jich za sebou umístěno 12 a ty se v průběhu palivového cyklu při výměně paliva posouvají z jednoho konce na druhý. (4)

Reaktor typu CANDU je tvořen tenkostěnnou válcovou nádobou v horizontální poloze z nerezové oceli, která se nazývá kalandrie, v níž se nachází těžká voda. Rozměry kalandrie se opět liší v závislosti na projektovaném nominálním výkonu reaktoru. V kalandrii jsou horizontálně umístěné trubky pro tlakové kanály s palivovými články. Mezi trubkou tlakovou a trubkou kalandrie se nachází plynová mezera o nízké teplotě, která tepelně izoluje chladivo v tlakové trubce od moderátoru, který se nachází v kalandrii. Teplo vytvářené zpomalováním neutronů společně s teplem, které překoná plynovou izolaci, se odvádí zvláštním chladícím okruhem pro moderátor bez dalšího využití. Regulační systém je na rozdíl od tlakových kanálů umístěn ve vertikálních trubkách. Zde se nacházejí havarijní a regulační tyče a trubky, které je možno zaplnit kapalným absorbátorem, kterým je obyčejná voda. Reaktor se nachází v betonové šachtě. Ta je zaplněna obyčejnou vodou, která slouží jako stínění a chlazení zároveň, a je vyložena ocelovými plechy. Na obou koncích válcové kalandrie se nachází boční

stínění, to je tvořeno trubkami palivových kanálů a sypanými ocelovými kuličkami. Také se zde nachází voda, která opět má chladicí a stínící funkci. (4)

Primární okruh je dvousmyčkový obsahující těžkou vodu. Každá ze smyček je samostatná a obsahuje kompenzátor objemu, dva parogenerátory a dvě oběhová čerpadla. Teplá voda vystupující z reaktoru jde do parogenerátoru a následně je čerpadlem hnána zpět do reaktoru, kde se opět ohřívá a stejně pokračuje do druhého parogenerátoru a čerpadla. Chladicí voda tedy proudí v polovině palivových kanálů směrem jedním, zatímco v druhé polovině směrem k němu opačným. (4)



Obrázek 7 – Schéma primárního okruhu reaktorů CANDU

(Zdroj: World Nuclear Association: Nuclear Power Reactors [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <<http://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>>)

## 6.2. Bezpečnostní systémy reaktorů CANDU

Jaderné elektrárny s reaktory CANDU se podobně jako reaktory VVER-1000 stavějí s ochranou obálkou neboli kontejnmentem. Opět se jedná o železobetonovou stavbu s ocelovou, nebo epoxidovou vložkou se schopností částečně překrýt případné trhliny. V ochranné obálce je umístěn primární okruh vybavený sprchovým systémem pro snížení tlaku páry v případě roztržení některé ze smyček primárního okruhu. (4) (19)

Reaktory typu CANDU se v případě nouze odstavují sadou havarijních a regulačních tyčí, které mají díky vlastním trubicím k tomu určených možnost pohybu i v případě deformace palivových článků v důsledku vysokých teplot. Pokud i by přesto došlo k selhání regulačních tyčí, nachází se zde systém vstřikování absorbátoru, konkrétně gadolinia do moderátoru. Přestože mají také jako reaktory RBMK kladný dutinový koeficient reaktivity, jsou oproti těmto reaktorům bezpečnější, z důvodu přítomnosti lehké vody vně reaktorové nádoby a v případě jejího poškození dochází k promíchání s moderátorem, což by vedlo k utlumení štěpné reakce. (4)

Dalším bezpečnostním systémem je lehkovodní systém nouzového dochlazování. Ten má společnou nádrž lehké vody se sprchovým systémem ochranné obálky reaktoru. V případě potřeby je tato lehká voda přivedena do reaktoru. Část použité vody se hromadí v jímce kontejnmentu, odkud je opět za pomoci recyklačního systému znovu přivedena a následně použita v systému nouzového dochlazování. (4)



## 7. Porovnání jejich parametrů a provozních vlastností

Mezi hlavní rysy spojené s reaktory VVER je relativně vysoké obohacení uranu jako paliva, které může přesahovat i 4 % izotopu 235, které je potřeba z důvodu volby lehké vody jako moderátoru. Nutnost obohaceného paliva patří bezesporu mezi negativní vlastnosti z důvodu jeho relativně vysoké nákladnosti a faktu, že ne každá země provozující tento typ jaderného reaktoru má kapacity k obohacování uranu. Aktivní zóna oproti ostatním dvou reaktorům je vzhledem ke svému výkonu velmi kompaktní a voda v primárním okruhu má vyšší tlak, což klade vyšší nároky materiály a technologie potřebné pro zhotovení primárního okruhu. Reaktory VVER mají společnou tlakovou nádobu pro celou aktivní zónu, ostatní dva popisované reaktory mají pouze tlakové kanály vedoucí skrz reaktor. To je opět nevýhodou z důvodu, že pro výměnu jaderného paliva se musí reaktor odstavit, snížit tlak a následně otevřít víko tlakové nádoby, což má za následek výrazné snížení koeficient zatížení. Výměna paliva zde probíhá tzn. mokrou cestou, kdy se zaplaví šachta reaktoru, spojovací kanál a bazén pro dochlazování vyhořelého paliva tak, aby se dali palivové články mezi nimi pod vodou přesunout. Naopak výhodou je jednoduchý chladicí systém reaktoru. Reaktory VVER jsou také velice bezpečné díky zápornému teplotnímu koeficientu reaktivity. (2)

Reaktory RBMK se od ostatních dvou reaktorů odlišují především tím, že voda se odpařuje už přímo v aktivní zóně. Takto vzniklá pára se následně separuje a vysouší. Pára se následně přivádí přímo na turbínu, což vede k její lehké kontaminaci, nicméně naopak odpadá potřeba parogenerátorů. Obohacení paliva je zde nižší než u reaktorů VVER. Pohybuje se na úrovni 1,8 % izotopu uranu 235 a to díky použití grafitu jako moderátoru. Místo jedné mohutné tlakové nádoby jsou zde tlakové kanály, ve kterých jsou uloženy palivové soubory. To umožňuje výměnu paliva za provozu stejně tak i výměnu kanálu v případě, že dojde k jeho poruše. Nevýhodou je naopak velká složitost a komplikovanost rozvodu chladicího systému, která vede k velkému množství spojů, což jsou kritická místa vzhledem k vysokému tlaku v kanálech. Nevýhodou je též velký objem aktivní zóny a kladný dutinový koeficient reaktivity. (2)

Kanadské reaktory typu CANDU se od ostatních reaktorů odlišují horizontálním polohou. Podobně jako reaktory RBMK se jedná o reaktor s tlakovými kanály. Výměna paliva i zde probíhá za provozu pomocí dvou zařízení, kdy jedno zařízení z jedné strany zaváží čerstvé palivové články a druhé na straně opačné vyváží články již vyhořelé. To má opět kladný vliv koeficient využití. Velkou výhodou těchto reaktorů je, že využívají přírodní, neobohacený uran, díky těžké vodě jako moderátoru. Použití těžké vody má na druhou stranu i své stinné stránky v podobě její spotřeby kdy na každý MWe instalovaného výkonu je potřeba přibližně 800 litrů těžké vody ročně. To si žádá zvláštní důraz na snižování úniků a zaměření se na maximální izolaci systémů s lehkou a těžkou vodou. Společně s reaktorem RBMK mají i reaktory typu CANDU kladný dutinový koeficient reaktivity. Ovšem na rozdíl od nich mají tu výhodu, že v okolí paliva se nachází další voda obsažená v kalandrii a betonové šachtě reaktoru. (4)

## 8. Porovnání spolehlivosti na základě historie jejich poruch

V případě reaktorů typu CANDU dochází vlivem radiace, vysokého tlaku a tepelného namáhání tlakových kanálů k jejich degradaci. Palivové kanály se v čase prohýbají, prodlužují a rozšiřují svůj průměr, což vede k ztenčování tloušťky stěny tlakového kanálu. Stejně tak silná radiace v aktivní zóně způsobuje křehnutí zirkoniové slitiny. Zvláště nebezpečné je jejich prohýbání, kdy hrozí kontakt s chladnějšími trubkami kalandrie, kde se tyto palivové kanály nachází. Původní domněnky, podle kterých se degradace trubky palivového kanálu před jeho roztržením projeví částečným únikem chladiva, se vzhledem k nehodám v elektrárnách Pickering (1983) a Bruce (1986), kdy došlo k náhlému roztržení tlakového kanálu s palivem, ukázali jako nesprávné. Z tohoto důvodu je nutné stav tlakových kanálů průběžně kontrolovat, zvláště ve druhé polovině životnosti reaktoru. (18) (19) (20) (21)

Reaktory RBMK jsou na tom spolehlivostně hůře. 28. listopadu 1975 došlo na prvním bloku Leningradské jaderné elektrárny k roztržení jednoho z chladících kanálů. Následná ztráta chladicí kapaliny vedla k poškození palivového souboru v něm uloženém, což mělo za následek únik radioaktivních produktů štěpení. K obdobné nehodě došlo později i na prvním bloku jaderné elektrárny Černobyl dne 9. září 1982. Ovšem k nejhorší havárii došlo 25. dubna 1986 opět v Černobylské jaderné elektrárně. K té došlo v průběhu bezpečnostní zkoušky, která byla naplánována před odstávkou reaktoru pro provedení údržby. Experiment měl prokázat schopnost generátoru při doběhu zásobovat elektrickou energií čerpadla havarijního chlazení. Před jeho zahájením se obsluha dopustila několika chyb, kdy měl reaktor místo předepsaných 700 MWt tepelného výkonu pouze 200 MWt. Vzhledem ke kladnému parnímu koeficientu reaktivity u reaktorů RBMK a malému vývinu páry při takto nízkém výkonu docházelo k poklesu reaktivity. Na tento fakt obsluha reagovala vysunutím regulačních tyčí, což má za následek další vzrůst kladného parního koeficientu reaktivity. Při experimentu byl uzavřen přívod páry k jednomu ze dvou turbogenerátorů v důsledku čehož došlo k poklesu průtoku chladiva primárním okruhem. To bylo způsobeno doběhem chladících cirkulačních čerpadel, která byla napájena turbogenerátorem. Následkem sníženého průtoku chladiva došlo k nárůstu množství páry, které vedlo díky kladnému parnímu koeficientu reaktivity k nárůstu výkonu a zpětnovazebnímu nárůstu reaktivity. Obsluha v reakci na to zareagovala aktivací tlačítka havarijní ochrany, které začalo do aktivní zóny spouštět regulační tyče. Ty však se však nestihli zasunout dostatečně rychle a tepelný výkon reaktoru stoupl vysoce nad jeho nominální výkon. Prudký nárůst tepelného výkonu a s ním spojený vývin páry vedl k roztržení většího množství tlakových kanálů, nadzvednutí horní ocelové desky a destrukci aktivní zóny. Poté následovala exploze vodíku, který vznikl při oxidaci slitin zirkonia v reaktoru. Při havárii byla rozptýlena asi čtvrtina paliva a grafitu obsaženého v reaktoru což si následně vyžádalo trvalou evakuaci okolí elektrárny. (4) (22) (23)

Na rozdíl od reaktorů RBMK reaktorů VVER k žádné velké havárii nedošlo. Většina vážnějších incidentů byla způsobena problémy s chladicími systémy primárního okruhu. Jako příklad lze uvést východoněmeckou elektrárnu Greifswald vybavenou reaktory

VVER-440, kde ke sklonku roku 1975 došlo na prvním bloku v důsledku požáru k výpadku pěti z celkových šesti chladících čerpadel primárního okruhu. K vážné havárii však došlo na konstrukčně obdobném reaktoru západní koncepce PWR. Zde na konci března roku 1979 došlo k historicky nejhorší jaderné havárii, která se odehrála ve Spojených státech. Havárie byla způsobena poruchou jednoho ze dvou hlavních čerpadel sekundárního okruhu v době, kdy bylo druhé odstaveno z důvodů oprav. Následně došlo k nárůstu teploty a tlaku v primární okruhu i přes okamžité bezpečnostní odstavení reaktoru. Po překročení dovoleného tlaku 15,5 MPa se otevřeli pojistné ventily kompenzátoru objemu z důvodu snížení tlaku. Ty se měli následně po snížení tlaku uzavřít, k čemuž nedošlo v důsledku zaseknutí jednoho z nich. V důsledku toho došlo k přílišnému poklesu tlaku v primárním okruhu a následnému varu uvnitř aktivní zóny. Vroucí voda také způsobila stopnutí hladiny vody v kompenzátoru objemu což obsluha vyhodnotila jako nadbytek vody a zastavila chod vysokotlakých čerpadel, které byly předtím automaticky spuštěny. V důsledku těchto technických a lidských chyb došlo k přehřátí aktivní zóny, obnažení palivových, což vedlo k jejich poškození a částečnému roztavení aktivní zóny. Pokračující výtok vody z primárního okruhu způsobil naplnění barbotážní nádrže a destrukci membrány oddělující barbotážní nádrž od zbytku hermetických prostor kontejnmentu, do kterých se vody následně vylila. Odtud byla následně čerpadly odčerpávána z kontejnmentu do budovy pomocných provozů, kde skrz ventilační systém unikala do okolního životního prostředí. (1) (24) (25)

## 9. Závěr

Cílem bakalářské práce bylo porovnání jaderných elektráren vybavených reaktory VVER, RBMK a CANDU.

V prvních dvou kapitolách jsem stručně popsal principy fungování jaderných elektráren a jejich historii.

Následující tři kapitoly se věnovali konstrukci jaderných elektráren s již výše zmíněnými jadernými reaktory. Z předložené práce vyplývá, že srovnávané reaktory se od sebe konstrukčně značně liší, a to jak volbou moderátoru, obohacením paliva tak i uspořádáním reaktorového okruhu.

V předposlední kapitole jsem následně porovnal výhody a nevýhody jednotlivých konstrukčních řešení. Reaktory typu VVER jsou typické relativně vysokým stupněm obohacení jaderného paliva a použitím lehké vody jako moderátoru. Od dalších dvou reaktorů se také odlišují společnou tlakovou nádobou pro celou aktivní zónu, která přináší nutnost odstávky reaktoru při výměně paliva. Naopak reaktory RBMK se vyznačují použitím grafitu jako moderátoru a společným okruhem pro reaktor a parní turbínu. Na rozdíl od reaktorů VVER je odvod tepla z aktivní zóny řešen větším množstvím tlakových kanálů, což umožňuje výměnu paliva za provozu. Poslední typ reaktoru CANDU má podobně jako reaktor RBMK odvod tepla zajišťovaný tlakovými kanály s výměnou paliva za provozu. Ty jsou zde ovšem umístěny společně s aktivní zónou v horizontální poloze, na rozdíl od předešlých dvou reaktorů, kde má aktivní zóna konstrukci vertikální. Mezi jejich další výjimečné vlastnosti patří použití těžké vody jako moderátoru a díky tomu využívají přírodního, nijak neobohaceného, uranu jako jaderného paliva.

Poslední kapitola se zabývala historií jejich poruch a s tím spojeným bezpečnostním hlediskem. Z této kapitoly vyplývá, že z bezpečnostního hlediska jsou na tom nejlépe reaktory typu VVER a CANDU. Naopak reaktory typu RBMK jsou na tom o poznání hůře vzhledem k havárii v Černobylské jaderné elektrárně. K té přispělo mimo jiné pro ně typický kladný parní koeficient reaktivity a malý objem vody v aktivní zóně v porovnání s reaktory typu CANDU.

## Seznam použité literatury

1. SEDLÁČEK, Karel a Jan TŮMA. Atom skrývá naději. Praha: Naše vojsko, 1987. ISBN 28-009-87.
2. DOČEKAL, Antonín a Stanislav BOUČEK. Elektrárny II: přednášky. Praha: České vysoké učení technické, 1995. ISBN 80-01-01279-4.
3. DOLEŽAL, Jaroslav. Jaderné a klasické elektrárny. Praha: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04936-5.
4. HEŘMANSKÝ, Bedřich. Jaderné energetické reaktory. Praha: Ústřední inform. středisko pro jaderný program, 1988.
5. ČES a. s.: Jaderná energetika ve světě [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/je-ve-svete.html>
6. Jaderné informace: Principy jaderného reaktoru VVER 1000 [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://jaderneinfo.webnode.cz/news/principy-jaderneho-reaktoru-vver-1000/>
7. Nuclear Energy Institute: Nuclear Units Under Construction Worldwide [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <https://www.nei.org/Knowledge-Center/Nuclear-Statistics/World-Statistics/Nuclear-Units-Under-Construction-Worldwide>
8. OENERGETICE.cz: Svět jaderných reaktorů: Vývoj tlakovodních reaktorů východní koncepce (VVER) [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://oenergetice.cz/technologie/elektoenergetika/svet-jadernych-reaktoru-vyvoj-tlakovodnich-reaktoru-vychodni-koncepce-vver/>
9. International Atomic Energy Agency: WWER-440 fuel rod experiments under simulated dry storage conditions [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1385\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1385_web.pdf)
10. International Atomic Energy Agency: Nuclear fuel for VVER reactors. Current status and prospects [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/37/098/37098302.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/37/098/37098302.pdf)
11. Katedra jaderných reaktorů FJFI: Jaderné reaktory a jak to vlastně vše funguje [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://katedra-reaktoru.cz/dokumenty/pripravny\\_kurz2011/jaderne\\_reaktory\\_a\\_jak\\_to\\_vlastne\\_vse\\_funguje\\_web.pdf](http://katedra-reaktoru.cz/dokumenty/pripravny_kurz2011/jaderne_reaktory_a_jak_to_vlastne_vse_funguje_web.pdf)
12. ČEZ a.s.: BARBOTÁŽNÍ VĚŽ [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/vykladovy-slovník-energetiky/hesla/barbot\\_vez.html](https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/vykladovy-slovník-energetiky/hesla/barbot_vez.html)
13. ATOM INFO.cz: Havárie spojené se ztrátou chladiva (LOCA) [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://atominfo.cz/2013/12/havarie-spojene-se-ztratou-chladiva/>
14. ČEZ a.s.: Hlavní technické údaje [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderne-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpeni/2.h>

15. ČEZ a.s.: Technické provedení JE Temelín [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/vyroba-elektřiny/jaderna-energetika/jaderne-elektrarny-cez/ete/technologie-a-zabezpečeni/8.html>
16. CANDU Owners Group: CANDU Reactors [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www.candu.org/candu\\_reactors.html](http://www.candu.org/candu_reactors.html)
17. CANDU Owners Group: Ontario Power Generation [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://www.candu.org/opg.html>
18. International Atomic Energy Agency: Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: CANDU reactor assemblies [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1197\\_prn.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1197_prn.pdf)
19. International Atomic Energy Agency: CANDU CONTAINMENT LEAKAGE CONSIDERATIONS [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/28/076/28076149.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/28/076/28076149.pdf)
20. International Atomic Energy Agency: PRESSURE TUBE FAILURE PICKERING NGS UNIT 2 [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/19/036/19036755.pdf](http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/19/036/19036755.pdf)
21. International Atomic Energy Agency: Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: CANDU pressure tubes [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te\\_1037\\_prn.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1037_prn.pdf)
22. SCHMID, Sonja. Producing Power. MIT University Press Group, 2015. ISBN 0262028271.
23. Причины Чернобыльской аварии известны: The 1982 Accident at the 1st Power Unit of ChNPP. [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://accident.ru/ENG/accid82.html>
24. SCHMID, Sonja. Bulletin of the Atomic Scientists. Educational Foundation for Nuclear Science, 1990. 0096-3402.
25. World Nuclear Association: Three Mile Island Accident [online]. [cit. 2017-06-18]. Dostupné z: <http://www.world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/three-mile-island-accident.aspx>

## **Seznam obrázků**

Obrázek 1 – Vývoj světové výroby elektřiny z jaderných zdrojů .....	10
Obrázek 2 – Schéma primárního okruhu tlakovodních reaktorů .....	13
Obrázek 3 – Schéma uspořádání ucpávkového čerpadla .....	14
Obrázek 4 – Schéma uspořádání parogenerátoru .....	15
Obrázek 5 – Řez reaktorem VVER-1000 .....	17
Obrázek 6 – Schéma primárního okruhu reaktorů RBMK .....	20
Obrázek 7 – Schéma primárního okruhu reaktorů CANDU .....	23

## **Seznam zkratk**

VVER	tlakovodní reaktor východního typu
PWR	tlakovodní reaktor západního typu
RBMK	kanálový grafitem moderovaný reaktory
CANDU	kanadský těžkovodní reaktor