



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

FAKULTA STROJNÍHO INŽENÝRSTVÍ

FACULTY OF MECHANICAL ENGINEERING

ENERGETICKÝ ÚSTAV

ENERGY INSTITUTE

JADERNÉ ELEKTRÁRNY A JEJICH BEZPEČNOST

NUCLEAR POWER PLANTS AND THEIR SAFETY

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

Petr Novotný

VEDOUCÍ PRÁCE

SUPERVISOR

Ing. Pavel

Milčák

BRNO 2023

Zadání bakalářské práce

Ústav: Energetický ústav
Student: **Petr Novotný**
Studijní program: Základy strojního inženýrství
Studijní obor: Základy strojního inženýrství
Vedoucí práce: **Ing. Pavel Milčák**
Akademický rok: 2022/23

Ředitel ústavu Vám v souladu se zákonem č.111/1998 o vysokých školách a se Studijním a zkušebním řádem VUT v Brně určuje následující téma bakalářské práce:

Jaderné elektrárny a jejich bezpečnost

Stručná charakteristika problematiky úkolu:

Jaderná energetika má v rámci trvalé udržitelnosti nezpochybnitelné místo. V současnosti je ve světě ve fázi výstavby přibližně padesát reaktorů.

Nároky na bezpečnost a provozní spolehlivost jaderných elektráren se neustále zpřísňují a u jednotlivých typů reaktorů bývají různé možnosti implementace bezpečnostních prvků.

Cíle bakalářské práce:

- stručný úvod do jaderné energetiky,
- popis generací jaderných reaktorů, zejména aktuálně ve světě stavěných typů,
- bezpečnost jaderných elektráren, změna bezpečnostních standardů po roce 2011,
- porovnání technického řešení jednotlivých typů stavěných reaktorů s ohledem na bezpečnost.

Seznam doporučené literatury:

BEČVÁŘ, Josef. Jaderné elektrárny. 2. vyd. Praha: SNTL/ALFA, 1981, 634 s.

KLIK, František a Jaroslav DALIBA. Jaderná energetika. Vyd. 2. Praha: Vydavatelství ČVUT, 2002, 189 s. : il. ; 30 cm. ISBN 80-01-02550-0.

DUBŠEK, František. Jaderná energetika. Brno: PC DIR, 1994, 209 s. ISBN 80-214-0538-4.

MURRAY, Raymond LeRoy a Keith E HOLBERT. Nuclear energy: an introduction to the concepts, systems, and applications of nuclear processes. 7th ed. Amsterdam: Elsevier, 2015, xvii, 550 s. : il. ISBN 978-0-12-416654-7.

Termín odevzdání bakalářské práce je stanoven časovým plánem akademického roku 2022/23

V Brně, dne

L. S.

doc. Ing. Jiří Pospíšil, Ph.D.
ředitel ústavu

doc. Ing. Jiří Hlinka, Ph.D.
děkan fakulty

ABSTRAKT

Bakalářská práce pojednává o současném stavu jaderné energetiky. Popisuje dosavadní vývoj jaderných elektráren a konkrétně popisuje nejčastěji používané typy jaderných reaktorů. Většina reaktorů, které jsou v současné době v provozu, patří mezi reaktory druhé generace. Ve výstavbě už je ovšem řada reaktorů třetí generace s vylepšenými technologickými i bezpečnostními parametry. Zvýšená bezpečnost spočívá ve zdokonalení aktivních bezpečnostních systémů, ale i ve větším využívání pasivních bezpečnostních systémů. Závěr práce je věnován porovnání konkrétních řešení od nejvýznamnějších výrobců jaderných reaktorů na světě.

Klíčová slova

Jaderná elektrárna, jaderný reaktor, jaderná bezpečnost

ABSTRACT

The bachelor thesis deals with the current state of nuclear energetics. It describes the development of nuclear power plants to date and specifically describes the most commonly used types of nuclear reactors. Most of the reactors currently in operation are second generation reactors. However, a number of third-generation reactors with improved technological and safety parameters are already under construction. Improved safety lies in the improvement of active safety systems, but also in the increased use of passive safety systems. The paper concludes with a comparison of specific solutions from the most important nuclear reactor manufacturers in the world.

Key words

Nuclear power plant, nuclear reactor, nuclear safety

BIBLIOGRAFICKÁ CITACE

NOVOTNÝ, Petr. *Jaderné elektrárny a jejich bezpečnost* [online]. Brno, 2023 [cit. 2023-05-22]. Dostupné z: <https://www.vut.cz/studenti/zav-prace/detail/148586>. Bakalářská práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství, Energetický ústav. Vedoucí práce Pavel Milčák.

PROHLÁŠENÍ

Prohlašuji, že jsem bakalářskou práci na téma **Jaderné elektrárny a jejich bezpečnost** vypracoval(a) samostatně s použitím odborné literatury a pramenů, uvedených v seznamu, který tvoří přílohu této práce.

Datum

Jméno a příjmení

PODĚKOVÁNÍ

Děkuji tímto panu Ing. Pavlu Milčákovi za cenné připomínky a rady, které mi poskytl při vypracování závěrečné práce.

OBSAH

ÚVOD.....	11
1 Úvod do jaderné energetiky.....	12
1.1 Historie a vývoj jaderných elektráren.....	12
1.2 Současnost jaderných elektráren.....	12
1.3 Popis funkce jaderné elektrárny.....	13
1.3.1 Primární okruh jaderné elektrárny.....	13
1.3.2 Sekundární okruh jaderné elektrárny.....	13
1.3.3 Terciární okruh jaderné elektrárny.....	13
1.3.4 Rankineův-Clausiův cyklus.....	14
1.4 Jaderné elektrárny v České republice.....	14
1.4.1 Jaderná elektrárna Dukovany.....	14
1.4.2 Jaderná elektrárna Temelín.....	15
2 Jaderný reaktor.....	16
2.1 Popis funkce jaderného reaktoru.....	16
2.2 Tlakovodní reaktor (PWR).....	17
2.3 Vroucí vodní reaktor (BWR).....	18
2.4 Těžkovodní reaktor (PHWR).....	18
2.5 Plynem chlazený reaktor (GCR).....	19
2.6 Lehkovodní grafitový reaktor (LWGR).....	19
2.7 Reaktor na rychlé neutrony (FNR).....	19
3 Generace jaderných reaktorů.....	20
3.1 I. generace jaderných reaktorů.....	20
3.2 II. generace jaderných reaktorů.....	20
3.3 III. generace jaderných reaktorů.....	21
3.3.1 Lehkovodní reaktory III. generace.....	21
3.3.2 Těžkovodní reaktory III. generace.....	21
3.3.3 Vysokoteplotní reaktory III. generace.....	21
3.3.4 Reaktory na rychlé neutrony III. generace.....	21
3.3.5 Malé modulární reaktory.....	22
3.4 IV. generace jaderných reaktorů.....	22
3.4.1 Rychlý reaktor chlazený plynem (GFR).....	22
3.4.2 Rychlý reaktor chlazený olovem (LFR).....	22
3.4.3 Reaktor s roztavenou solí (MSR).....	23
3.4.4 Reaktor chlazený nadkritickou vodou (SCWR).....	23
3.4.5 Rychlý reaktor chlazený sodíkem (SFR).....	23
3.4.6 Vysokoteplotní reaktor (VHTR).....	23
3.4.7 Výroba vodíku.....	24
4 Bezpečnost jaderných elektráren.....	25
4.1 Základní prvky jaderné bezpečnosti.....	25
4.1.1 Bariéry jaderných elektráren.....	25
4.1.2 Autoregulace reaktoru.....	26
4.1.3 Aktivní bezpečnostní prvky.....	26

4.1.4	Pasivní bezpečnostní prvky	26
4.2	Chlazení jaderné elektrárny	26
4.3	Jaderné havárie	28
4.3.1	Havárie jaderné elektrárny v Černobyli	29
4.3.2	Havárie jaderné elektrárny ve Fukušimě	30
4.4	Změna bezpečnostních standardů po roce 2011	31
5	Porovnání konstrukčních řešení jednotlivých reaktorů s ohledem na bezpečnost.....	33
5.1	Reaktor EPR	33
5.2	Reaktor AP1000	34
5.3	Reaktor VVER	36
5.4	Reaktor APR1400.....	37
	ZÁVĚR	39
	SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ	40
	SEZNAM POUŽITÝCH SYMBOLŮ A ZKRATEK	44
	SEZNAM OBRÁZKŮ	45
	SEZNAM TABULEK.....	46

ÚVOD

Jaderná energetika patří po mnoho let mezi nejdůležitější zdroje výroby elektrické energie ve světě. V dnešní době, kdy se klade silný důraz na eliminaci emisí při výrobě elektrické energie, se jaderná energetika jeví jako ideální zdroj pro výrobu čisté bezemisní elektrické energie.

Tato závěrečná práce ve své první části shrnuje historii i současnou situaci jaderné energetiky ve světě i v České republice a je zde nastíněn základní princip fungování jaderné elektrárny. Ve druhé části jsou popsány jednotlivé typy jaderných reaktorů a jejich nejdůležitější součásti. Třetí kapitola popisuje jednotlivé generace jaderných reaktorů včetně těch, které jsou prozatím pouze ve fázi vývojové. Důležitá součást oboru jaderné energetiky je bezpečnost jaderných zařízení. Ve čtvrté kapitole jsou popsány bezpečnostní prvky používané v jaderných elektrárnách, příklady nejvážnějších nehod na jaderných elektrárnách a závěr kapitoly popisuje změny v jaderné bezpečnosti po nehodě ve Fukušimě v roce 2011. Závěrečná kapitola popisuje některé konkrétní řešení v současné době stavěných jaderných reaktorů.

1 Úvod do jaderné energetiky

Přirozenou radioaktivitu prvků objevil v roce 1896 Henri Becquerel, v následném výzkumu následně pokračovali manželé Pierre a Marie Currieovy. Za tento objev a výzkum obdrželi v roce 1903 Nobelovu cenu za fyziku. Od konce 19. století se začalo rozvíjet poznání o atomovém záření, atomových změnách a jaderném štěpení. Prvního velkého rozmachu dosáhla během druhé světové války (mezi lety 1939-1945), v těchto letech však byl hlavním cílem vývoj a zkonstruování atomové bomby. Po roce 1945 se pozornost přesunula k využití jaderné energie jakožto zdroje elektrické energie. [1] [2]

1.1 Historie a vývoj jaderných elektráren

Prvním reaktorem schopným vyrábět elektrickou energii (byť ve velmi malém množství) se stal malý experimentální množivý reaktor EBR-1 umístěný v Idahu v USA. Reaktor byl v provozu mezi lety 1951-1963. Prvním jaderným generátorem elektřiny se v červnu roku 1954 stal reaktor AM-1 (Atom Mirnyj – mírový atom) v ruském Obninsku. Vodou chlazený a grafitem moderovaný reaktor, jehož projektovaný výkon byl 30 MWt nebo 5 MWe byl v provozu do roku 1959. Až do roku 2000 sloužil jako výzkumné zařízení a stal se prototypem pro další konstrukce grafitových reaktorů, například reaktoru RBMK používaným mimo jiné v černobylské jaderné elektrárně. [1]

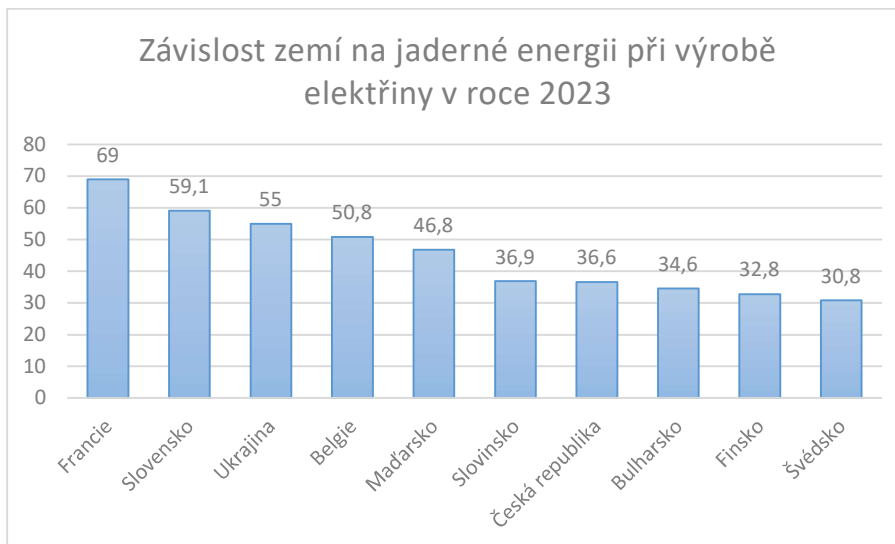
V 50. letech 20. století došlo v USA k vývoji dnes nejpoužívanějšího typu tlakovodního reaktoru (PWR), tehdy především pro námořní použití. Reaktor byl moderován a chlazen obyčejnou (lehkou) vodou a jako palivo využíval obohacený oxid uranu. V roce 1960 byl společností Westinghouse spuštěn první komerční PWR reaktor o výkonu 250 MWe. [1]

V 60. a 70. letech 20. století docházelo k postupnému rozšiřování jaderných elektráren po světě. Nová jaderná zařízení vznikaly na území Kanady, Francie nebo území tehdejšího Sovětského svazu. V roce 1964 odstartoval provoz prvních dvou sovětských jaderných elektráren, první z nich v Bělojarsku využívající vroucí vodní reaktor (BWR), pro druhý v Novovoroneži byla postavena nová konstrukce, malý tlakovodní reaktor známý jako VVER. V roce 1972 byl v Kazachstánu spuštěn první, dnes již velice málo používaný, komerční prototyp reaktoru na rychlé neutrony na světě. [1]

Od konce 70. let 20. století však vývoj jaderných elektráren začal stagnovat. Průměrný procentuální nárůst počtu aktivních jaderných reaktorů činí od roku 1985 pouhých 0,5 %. Nicméně celkový výkon se zvýšil téměř o 60 %, a to z důvodů zvýšení kapacity a zlepšení faktorů zatížení. Se začátkem 21. století se začal výrazně zvyšovat důraz na bezpečnost jaderných zařízení. [1]

1.2 Současnost jaderných elektráren

V současné době je v provozu zhruba 430 jaderných reaktorů ve více jak 30 zemích světa. Nejvíce jich najdeme na území USA, ke květnu roku 2022 se jich zde nacházelo 92. Jaderné elektrárny v současné době zajišťují zhruba 10 % celkové spotřeby elektrické energie, v roce 2021 se jednalo celkem o 2653 TWh elektřiny. Zemí nejvíce využívající jaderné elektrárny při výrobě elektřiny patří Francie (přibližně 70 % z celkové produkce), procentuální využití některých dalších zemí ukazuje obr. 1. Obrázek zohledňuje připojení slovenského bloku Mochovce 3, po plánovém připojení bloku Mochovce 4 se podíl vyrobené elektřiny z jádra ještě zvýší. [3]



Obr. 1: Graf závislosti jednotlivých zemí na jaderné energii [3]

1.3 Popis funkce jaderné elektrárny

Jaderná elektrárna je typ tepelné elektrárny. Od častěji používané uhelné elektrárny se liší tím, že teplo potřebné pro výrobu páry roztáčející turbínu získává během štěpné reakce probíhající v jaderném reaktoru. Nejčastěji používaným typem reaktoru je tlakovodní reaktor, následující popis funkce se tedy týká tohoto typu reaktoru.

Teplo z aktivní zóny je odváděné do parogenerátoru, kde je předáno vodě sekundárního okruhu, která se mění na sytou páru a roztáčí turbínu. Na stejné hřídeli jako turbína bývá zpravidla nasazen generátor elektrické energie. Elektřina je po transformaci na požadované napětí dodávána do elektrické sítě. [4]

1.3.1 Primární okruh jaderné elektrárny

Srdcem jaderné elektrárny je jaderný reaktor. Uvnitř něj probíhá proces tzv. jaderného štěpení, při kterém se uvolněná energie (teplo) využívá na ohřívání chladicího média proudící reaktorem. Chladivem bývá nejčastěji voda, ale především u v současné době vyvíjených typů reaktorů je spektrum chladiv poměrně široké. U jednoho typu reaktorů (nejčastěji PWR) je chladivo odváděno do parogenerátoru, kde předá tepelnou energii vodě sekundárního okruhu, ochladí se a poté je čerpadly čerpáno zpět do aktivní zóny. U druhého typu (BWR) vzniká médium pohánějící turbínu přímo uvnitř reaktoru, odkud je odváděno přímo na turbínu. [4]

1.3.2 Sekundární okruh jaderné elektrárny

Sekundární okruh není součástí všech typů jaderných elektráren, ale vyskytuje se u velké části ze současně provozovaných. Slouží k výrobě páry roztáčející turbínu. V parogenerátoru dojde k přeměně vody na vodní páru, která je následně pod vysokým tlakem vhnána na parní turbínu. Na turbíně pára expanduje, v důsledku čehož poklesne její tlak. Následně vstupuje do kondenzátoru a kondenzuje zpět na vodu. [4]

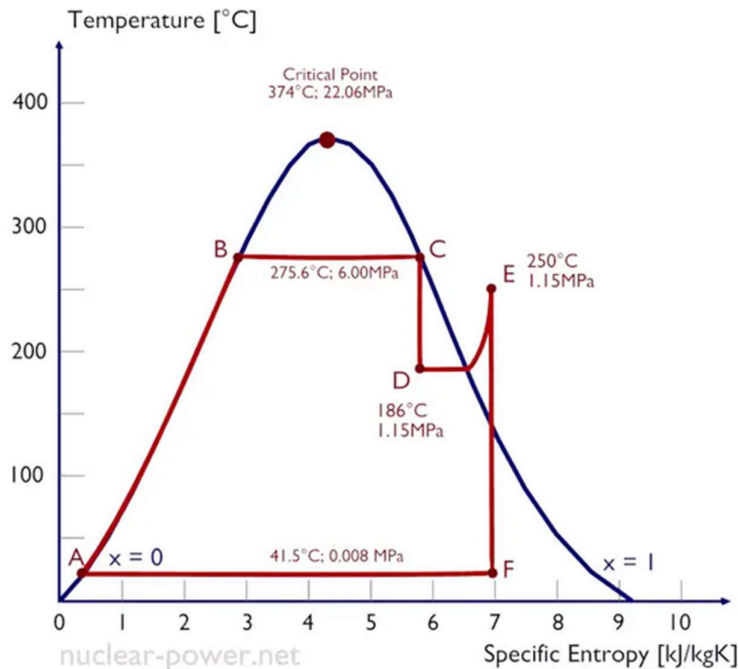
1.3.3 Terciární okruh jaderné elektrárny

Terciární, neboli chladicí okruh slouží k odvodu vodní páry vystupující z turbín a její přeměně zpět na kapalinu. K tomuto procesu dochází v kondenzátoru, kde pára prochází okolo trubek obsahující vodu chladicího okruhu, čímž se ochlazuje a dochází ke kondenzaci. Chladicí voda je poté odváděna do chladicích věží, kde je z určité výšky rozstříkována a ochlazována

proudem vzduchu. Chladná voda je shromažďována v bazénu uvnitř chladicí věže a čerpadly je dopravována zpět do kondenzátoru. [4]

1.3.4 Rankineův-Clausiiův cyklus

Jedná se o teoretický tepelný cyklus, kterým modelujeme cyklus probíhající v jaderné elektrárně. Jde v podstatě o úpravu ideálního Carnotova cyklu v mokré páře. Příklad Rankineova-Clausiova cyklu pro vodou chlazený a moderovaný typ reaktoru a jeho T-s diagram je uveden na obr. 2. [5]



Obr. 2: Rankineův-Clausiiův cyklus PWR reaktoru [6]

1.4 Jaderné elektrárny v České republice

Jaderná energie patří k zásadním zdrojům při výrobě elektrické energie v České republice. Společně s uhelnými elektrárnami se starají o produkci více jak 80 % elektrické energii v ČR (produkce uhelných elektráren je o několik procent vyšší). V ČR je v současné době v provozu 6 jaderných reaktorů. Čtyři z nich se nacházejí v jaderné elektrárně Dukovany, zbylé dva pak v jaderné elektrárně Temelín. [7]

1.4.1 Jaderná elektrárna Dukovany

Jaderná elektrárna Dukovany je první jadernou elektrárnou na území České republiky. První reaktory byly spuštěny v roce 1985, v roce 1987 došlo k dokončení posledního ze čtyř reaktorů. Elektrárna je vybavena čtyřmi tlakovodními jadernými reaktory. V současné době zajišťuje okolo 20 % elektřiny v České republice, její instalovaný výkon je 4x510 MW. Ročně vyrobí více než 14 mld. kWh elektrické energie. [8]

V roce 1973 byla vládou schválena výstavba dvou bloků, výstavba dalších dvou byla schválena o dva roky později. Zkušební provoz prvního bloku byl zahájen 3. 5. 1985,

v následujícím roce se přidali bloky číslo 2 a 3, a v roce 1987 svůj provoz zahájil i poslední z nich. [8]

Elektrárna je rozdělena do dvou hlavních výrobních bloků. V obou z nich se nachází dva tlakovodní reaktory (PWR) projektového označení VVER 440/213. V každém z nich dochází ke štěpení jádra uranu ^{235}U . Uvnitř reaktoru je celkem 312 palivových a 37 regulačních kazet. Palivová kazeta plní svou funkci necelý rok, poté dochází k poklesu reaktivity a tím i výkonu reaktoru. Po skončení tohoto období je reaktor odstaven k výměně paliva a následné revizi. [9]

V parogenerátoru dochází k přeměně vody na vodní páru o tlaku 4,61 MPa a teplotě 259 °C. Pára je vedena na lopatky turbín. V dukovanské elektrárně se nachází celkem 8 turbín, na každý reaktor připadají právě dvě. Každá turbína je složena z jednoho vysokotlakého a dvou nízkotlakých dílů, pracujících při 3000 otáčkách za minutu. S každou turbínou je na jedné hřídeli spojen elektrický generátor o výkonu 255 MW. [9]

Terciární okruh odvádí ohřátou vodu z kondenzátorů do chladících věží, kde je ve výšce 10 až 20 metrů rozstříkována a ochlazována proudem vzduchu. Část vody se odpaří, zbylá část je shromažďována v kruhovém bazénu ve spodní části chladicí věže, odkud je dopravována zpět do kondenzátorů. Dukovanská elektrárna disponuje celkem 8 chladíci věžemi o výšce 125 m, dolním průměru 90 m a horním průměru 60 m. [9]

1.4.2 Jaderná elektrárna Temelín

Stavba temelínské elektrárny započala v roce 1987. Původně schválený projekt na výstavbu čtyř bloků byl později změněn na výstavbu dvou bloků s celkovým instalovaným výkonem 2000 MW. Stavba byla dokončena v roce 2000, 21. prosince téhož roku začala elektrárna vyrábět elektřinu. [10]

Elektrárna je vybavena dvěma tlakovodními reaktory VVER 1000, ve kterých dochází ke štěpení uranu ^{235}U . K dispozici je 163 palivových a 61 regulačních a řídicích kazet. Voda proudí reaktorem při tlaku 15,7 MPa a provozní teplotě 320 °C. Je odváděna do parogenerátoru, ve kterém předává teplo vodě sekundárního okruhu. V jaderné elektrárně Temelín je reaktor a parogenerátor uzavřen v železobetonové ochranné obálce, tzv. kontejnmentu. [11]

Pára o tlaku 6,3 MPa a teplotě 280 °C vzniklá v parogenerátoru je hnaná na lopatky turbíny. Turbíny temelínské elektrárny jsou složeny z jednoho vysokotlakého a třech nízkotlakých dílů. Na stejné hřídeli jako turbína je nasazen generátor elektrické energie o výkonu 1086 MW. Celé soustrojí, zvané turbogenerátor, pracuje při 3000 otáčkách za minutu. [11]

JE Temelín disponuje čtyřmi chladíci věžemi, ve kterých je ve výšce 30 metrů rozprašována voda z kondenzátorů a proudem vzduchu je ochlazována. Zkondenzovaná voda se shromažďuje v bazénu ve spodní části věže a následně je přiváděna zpět do kondenzátorů. Výška chladíci věží je 154,8 m. Jako zásobárna chladíci vody pro temelínskou elektrárnu slouží vodní nádrž Hněvkovice. [11]

2 Jaderný reaktor

2.1 Popis funkce jaderného reaktoru

Uvnitř jaderného reaktoru (v aktivní zóně) dochází ke štěpné reakci, během které se uvolňuje velké množství tepla. Vzniklé teplo je dodáváno vodě do parogenerátoru, která se tím přeměňuje v páru. Většina současně používaných typů jsou reaktory II. generace. Ve většině typů jaderných reaktorů se nacházejí tyto součásti: [12]

- Palivo
- Moderátor
- Chladivo
- Kontrolní a řídicí tyče
- Tlaková nádoba nebo tlakové trubky

Palivo

Zásadní složkou paliva pro cyklus jaderných elektráren je její štěpná část. Dobré jaderné palivo by mělo mít vysokou tepelnou odolnost, korozivzdornost, odolnost za vysokých teplot a za intenzivního neutronového záření. Palivo by si mělo po celou dobu provozu udržovat stejný tvar a tím bránit úniku štěpných produktů do chladiva. Nejpoužívanějším typem jaderného paliva jsou paliva keramická, nejčastěji ve formě oxidu uranu, plutonia nebo thoria, popřípadě jejich směsí nazývanou MOX (angl. mixed oxide fuel). Výhodami keramického paliva jsou vysoká teplota tání, teplotní stabilita a dobrá korozivzdornost. Nevýhodou je nízká hustota štěpných jader, nízká tepelná vodivost, nízká odolnost vůči rychlým teplotním změnám a křehkost. Většinou se používá ve formě pelet o průměru 1 až 2 centimetry a výšce okolo 1 cm. Nejrozšířenější keramické palivo je oxid uraničitý UO_2 . Ve většině reaktorů se používá mírně obohacené palivo, ve kterých štěpná část paliva, kterou je izotop ^{235}U , zaujímá ne více jak 5 %. Výjimku tvoří reaktory moderované těžkou vodou, ve kterých se množství ^{235}U pohybuje okolo 0,7 %. Další variantou keramických paliv jsou paliva nitridická a karbidická. V porovnání s oxidickými palivy mají vyšší tepelnou vodivost a hustotu štěpných jader, díky čemuž se prodlužuje doba obměny palivových souborů. Jejich nevýhodou je naopak vyšší chemická reaktivita, nižší korozivzdornost a nižší teplota tání. Palivo reaktorů na rychlé neutrony je tvořeno zejména plutoniem ^{239}Pu nebo vysoce obohaceným uranem (20-30 % ^{235}U). Může být uspořádáno v klasické keramické formě nebo jako MOX keramika, popřípadě keramika nitridická či karbidická. Dalším typem paliv jsou paliva vysokoteplotních reaktorů, které musí být schopno snášet provozní teploty pohybující se v rozmezí 750 °C až 950 °C. Toto speciální palivo se nazývá TRISO částice. Každá z těchto částic je tvořena jádrem z UO_2 (s obohacením do 20 % ^{235}U). Okolo jádra jsou tři obalové vrstvy: vnitřní vrstva pyrolytického uhlíku, mezivrstva tvořená karbidem křemíku a vnější vrstva pyrolytického uhlíku. Tyto tři vrstvy společně zadržují štěpné produkty uvnitř částice za vysokých teplot. Jednotlivé částice jsou rozptýleny v grafitové matici. Vysokoteplotní reaktory jsou schopny zpracovávat i palivo na bázi thoria. [2] [13]

Moderátor

Pravděpodobnost srážky jednotlivých neutronů s jinými štěpnými jádry je při vysokých rychlostech příliš nízká. Za účelem snížení rychlosti neutronů je proto používán tzv. moderátor. Nejčastějším moderátorem je obyčejná voda, ale v některých reaktorech se používá i těžká voda nebo grafit. Dobrý moderátor by měl mít tyto vlastnosti: vysoký průměrný logaritmický úbytek (dekrement) energie neutronu na jednu srážku ε , velký účinný průřez pro rozptyl Σ_r a malý účinný průřez pro absorpci Σ_a . Součin $\varepsilon \cdot \Sigma_r$ nazýváme zpomalovací schopnost K_1 a jako výsledný

koeficient zpomalení označujeme poměr $K_2=K_1/\Sigma_a$. Z těchto hodnot vychází jako nejučinnější moderátor těžká voda. [2] [12]

Chladivo

Chladivo slouží k odvodu tepelné energie z aktivní zóny. Mezi jeho vlastnosti patří vysoké měrné teplo, vysoká tepelná vodivost, vysoký bod varu, nízká teplota tání, malá spotřeba energie potřebná k pohybu, velká tepelná stabilita a odolnost proti vlivu záření. Jako chladivo se používá řada materiálu přes plyny, kapaliny, tekuté kovy až po roztavené soli. Nejběžnějším chladivem je voda, lehká i těžká. Má dobrou tepelnou kapacitu. Hlavním problémem vodního chladiva je jeho nízká teplota varu, proto se musí provozovat při vysokých tlacích (7-15 MPa). Voda o dostatečně vysokém tlaku tak může dosahovat až teplot 350 °C. Při použití nadkritické vody je možno dosahovat vysokých termických účinností (v případě ultra nadkritické vody o tlaku větším jak 30 MPa může termická účinnost dosahovat 50 %). Plynná chladiva mají zásadní nedostatek v podobě nízké tepelné kapacity. Plynným chladivem může být hélium nebo oxid uhličitý. Z důvodu zvýšení hustoty se i hélium musí provozovat při vysokých tlacích jako vodní chladiva. Výhodou může být využití k přímému pohonu turbíny, jejímž pracovním cyklem by se v takovém případě stal cyklus Braytonův. Kovová chladiva mají naopak vysokou tepelnou kapacitu i vysoký bod varu. Mezi kovová chladiva patří sodík nebo slitiny olova a bismutu. Chlazení roztavenými solemi je vhodné především pro reaktory pracující s vysokými provozními teplotami. [2] [12]

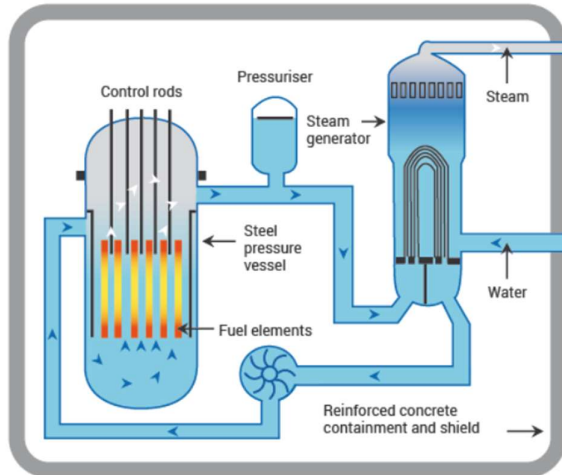
Řídící a kontrolní tyče

Základní materiál ovládacích tyčí tvoří materiál schopný pohlcovat neutrony, tzv. absorbér. Jejich základní požadovaná vlastnost je vysoký absorpční průřez. Mohou být konstruovány pouze ze samotného absorbéru, nebo absorbér tvoří jen jádro tyče a obal je pak z materiálu lepších požadovaných mechanických vlastností. Hlavními důvody řízení reaktoru pomocí regulačních tyčí je jednoduchost systému, jeho spolehlivost a nízké výrobní náklady. Hlavními absorpčními materiály jsou bór, hafnium a kadmium. Bór se používá ve formě bórových ocelí, přičemž jeho zastoupení je v jednotkách procent. Nevýhodou je poměrně vysoká křehkost, která se navíc s ozářením zvyšuje. Alternativou jsou disperzní roztoky bóru v zirkoniu nebo titanu, ve kterých jsou malé částičky bóru rozptýleny v druhém materiálu. Nevýhodou hafnia je jeho vysoká hustota. Řídící tyč z hafnia je zhruba dvakrát těžší než stejně účinná tyč z bórové oceli, kvůli čemuž je zapotřebí použít vysoce výkonné pohybové mechanismy jednotlivých tyčí. Další možností regulace výkonu reaktoru je použití kyseliny borité. Její koncentraci v chladivu je možné měnit a udržovat výkon na požadované úrovni. [2]

Hlavními a dnes nejpoužívanějšími typy jaderných reaktorů jsou tlakovodní reaktor (pressurised water reactor – PWR) a vroucí vodní reaktor (boiling water reactor – BWR). Dalšími typy reaktorů jsou těžkovodní reaktor (PHWR), plynem chlazený reaktor (AGR), lehkovodní grafitový reaktor (LWGR) a reaktor na rychlé neutrony (FNR). [12]

2.2 Tlakovodní reaktor (PWR)

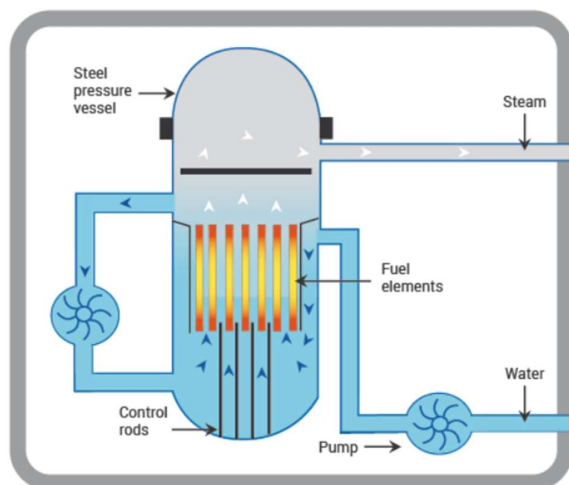
Tlakovodní reaktory jsou nejpoužívanějším typem reaktorů v současnosti. Jako chladivo, a zároveň i jako moderátor, se používá obyčejná voda. Voda v primárním okruhu dosahuje teplot přes 300 °C, musí být proto stlačena pod velkým tlakem (přibližně sto padesátkrát větší než hodnota atmosférického tlaku). V sekundárním okruhu proudí voda o nižším tlaku i teplotě, v parogenerátoru se přeměňuje na páru a proudí na turbínu. Reaktor obsahuje 150 až 250 palivových souborů. Každý palivový soubor obsahuje 200 až 300 tyčí. Schéma PWR reaktoru na obr. 3. [12] [14]



Obr. 3: Schéma PWR reaktoru [12]

2.3 Vroucí vodní reaktor (BWR)

Zásadním rozdílem v konstrukci PWR a BWR reaktorů je absence sekundárního okruhu u BWR reaktorů. Mezi další odlišnosti patří nižší provozní tlaky a teploty uvnitř aktivní zóny (tlak přibližně 75 atmosfér, teploty okolo 285 °C). V horní části reaktoru 12 až 15 % vody pracuje ve formě vodní páry, prochází skrz sušící desky a proudí rovnou směrem k turbínám, které jsou tak součástí reaktorového okruhu. Vzhledem ke kontaminaci páry musí být zajištěna radiologická ochrana turbín. Reaktor obsahuje až 750 palivových souborů skládajících se z 90 až 100 palivových proutků. Tomuto množství odpovídá zhruba 140 tun uranu. Výhodou BWR reaktoru oproti PWR reaktoru je snadnější regulace výkonu a jednodušší konstrukce kvůli přítomnosti pouze jednoho okruhu. Ovšem větší nároky na stínění a ochranu turbín vůči radiaci vyvažují náklady ušetřené na jednodušší konstrukci. Schéma BWR reaktoru na obr. 4. [12] [14]



Obr. 4: Schéma BWR reaktoru [12]

2.4 Těžkovodní reaktor (PHWR)

PHWR reaktory používají jako palivo oxid přírodního uranu, a z toho důvodu potřebují účinnější moderátor. Moderátorem je tady těžká voda. Začali se vyvíjet už v 50. letech

20. století v Kanadě pod názvem CANDU. Palivový soubor se skládá celkem ze 37 palivových proutků. Palivové kanály tvoří několik stovek tlakových trubek, které jsou horizontálně uloženy ve velké nádrži s moderátorem, zvanou kalandrie. Chladivo proudící aktivní zónou dosahuje sto násobku atmosférického tlaku a teplot okolo 295 °C. Podobným způsobem jako u PWR reaktoru je řešen i sekundární okruh. Řešení tlakových trubek umožňuje obměnu paliva bez potřebného odstavení reaktoru, ovšem jejich trvanlivost je omezená. [12] [14]

2.5 Plynem chlazený reaktor (GCR)

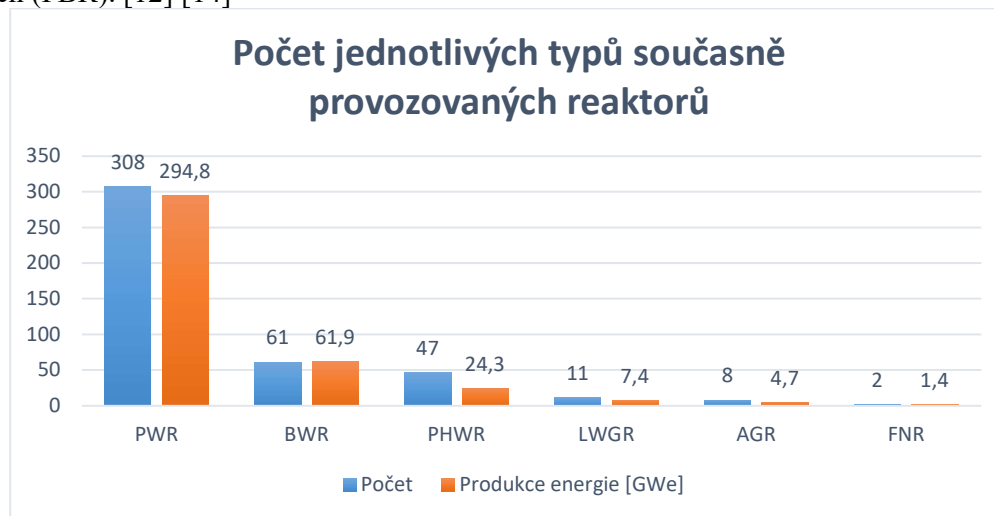
Jedná se o první typ plynem chlazených reaktorů, známým pod názvem Magnox. Byly provozovány především ve Velké Británii, poslední z nich byl uzavřen v roce 2015. Jako palivo se využíval přírodní uran v kovové formě. Chladivem reaktoru byl oxid uhličitý. V současné době se využívá tzv. pokročilý plynem chlazený reaktor (AGR). Palivem je zde oxid uranu, chladivem oxid uhličitý, který dosahuje teplot až 650 °C, díky čemuž má reaktor vysokou termickou účinnost (přibližně 41 %). Jako moderátor se zde využívá grafit. Podobně jako u PHWR reaktorů může doplňování paliva probíhat bez odstavení. [12] [14]

2.6 Lehkovodní grafitový reaktor (LWGR)

Palivo ve formě nízko obohaceného oxidu uraničitého je složeno v souboru 3,5 metrů dlouhých palivových tyčí. Palivové tyče jsou uloženy ve vertikálních tlakových kanálech. Jako moderátor je zde používán grafit. Chlazen je vodou vařící při teplotě 290 °C a tlaku 6,9 MPa. Uvnitř dochází k mírnému varu, pára vzniká v tlakových kanálech a po separaci vlhkosti v separátorech páry je odváděna na turbíny. Elektrárna s LWGR reaktorem má tedy pouze jeden okruh (plus chladicí okruh). Nejznámější konstrukcí je sovětský RBMK reaktor, poprvé použitým v Obninsku nebo v ukrajinském Černobylu. RBMK nebyl nikdy použit mimo Sovětský svaz. V současné době není další výstavba RBMK reaktoru plánována a současně provozované reaktory jsou postupně nahrazovány modernějšími konstrukcemi. [12] [14]

2.7 Reaktor na rychlé neutrony (FNR)

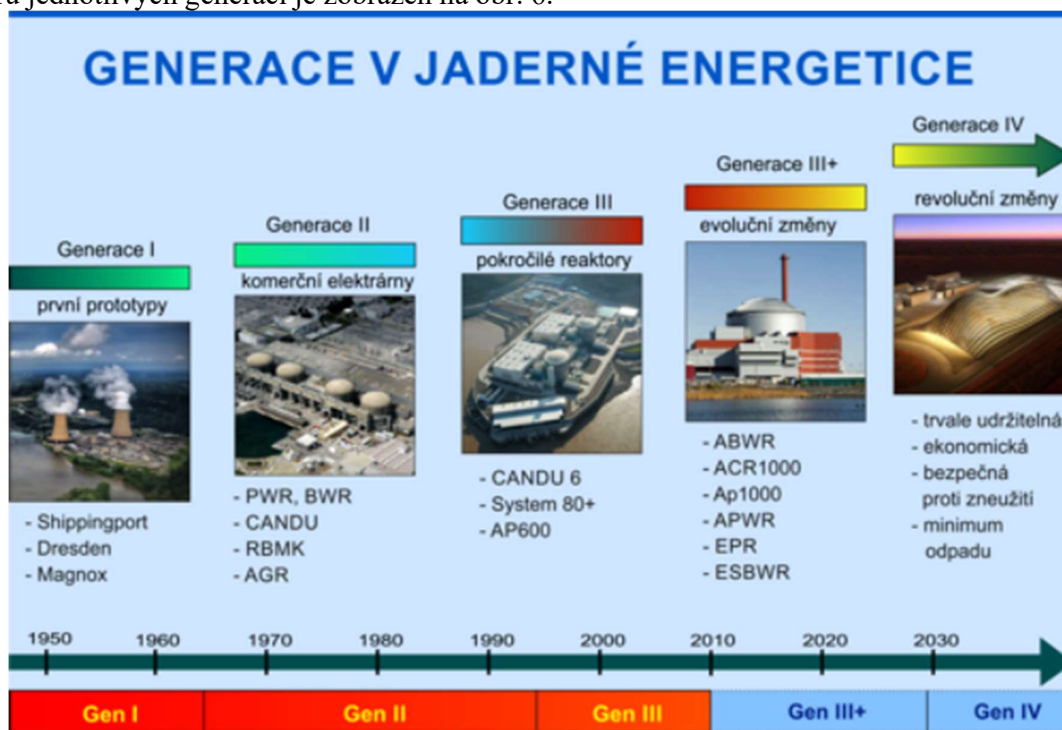
U reaktorů na rychlé neutrony není zapotřebí užití moderátoru, protože není potřeba zpomalovat tok neutronů. Palivem je zde plutonium nebo uran ^{238}U . Jako chladivo se zde používá např. tekutý sodík. V těchto reaktorech vzniká podstatně více energie než v běžně používaných reaktorech (více než 60krát více), ovšem jejich stavba je velice nákladná. Pokud reaktor produkuje více štěpného materiálu než spotřebuje, hovoříme o tzv. rychlých množivých reaktorech (FBR). [12] [14]



Obr. 5: Graf využití jednotlivých typů reaktorů v současnosti [12]

3 Generace jaderných reaktorů

Původní prototypy jaderných reaktorů vyvíjené od počátku 50. let 20. století splnily svoji funkčnost a potvrdily možnost využití jaderné energie jako zdroj energie elektrické. Skutečného rozmachu dosáhla jaderná energetika ovšem až s nasazením reaktorů II. generace s propracovanější bezpečností a provozními požadavky. Reaktory II. generace se začaly do běžného provozu nasazovat začátkem 70. let 20. století a řada z nich je v provozu dodnes. S rostoucími ekonomickými, technologickými a bezpečnostními nároky jsou postupně nahrazovány reaktory generací III a III+, které kladou ještě větší důraz na spolehlivost a bezpečnost. Současný vývoj se zabývá i reaktory využívajícími odlišných technologií než současné komerční reaktory a hovoříme o nich jako o reaktorech IV. generace. Vývoj a využití reaktorů jednotlivých generací je zobrazen na obr. 6.



Obr. 6: Generace jaderných reaktorů [15]

3.1 I. generace jaderných reaktorů

Mezi reaktory I. generace řadíme reaktory uvedené do provozu především v 50. a 60. letech 20. století. V současné době se žádný z reaktorů I. generace v provozu neudrží, poslední z nich skončil svojí činností v roce 2015. Reaktory I. generace disponovaly pouze základními bezpečnostními prvky. Původní prototypy reaktorů procházeli vývojem a postupně byly nahrazovány modernějšími a výkonnějšími typy reaktorů. [16]

3.2 II. generace jaderných reaktorů

Většina současně provozovaných reaktorů patří mezi reaktory II. generace. Největší část z nich zaujímají lehkovodní PWR reaktory následované BWR reaktory. Životnost reaktorů II. generace byla projektována na hranici 40 let. Využívají především aktivní bezpečnostní prvky, jako jsou elektrické nebo mechanické prvky, spouštěné automaticky nebo zásahem obsluhy reaktoru. [17]

3.3 III. generace jaderných reaktorů

Účinnost a spolehlivost reaktorů II. generace se ukázaly jako uspokojivé, nicméně požadavky na zlepšení jejich vlastností vedly k vývoji tzv. pokročilých reaktorů, o kterých hovoříme jako o reaktorech III. generace (případně generace III+). Mezi jejich zlepšené vlastnosti řadíme snadnější konstrukci, prodloužení životnosti (až na 60 let) a zlepšení havarijních vlastností. Některé z nich se vyznačují tzv. modulární konstrukcí, tj. sestavení jednotlivých částí mimo elektrárnu a jejich následné vyzdvižení a smontování na místě elektrárny. Oproti reaktorům II. generace mnohé z nich využívají ve větší míře pasivní bezpečnostní prvky spoléhající se na fungování na základě fyzikálních zákonů, nikoliv na vnějším mechanickém nebo elektrickém zásahu. Pokročilé reaktory nabízejí i snadnější možnost regulace výkonu. Například konstrukce jako EPR je schopna udržet reaktor na 25 % výkonu a následně během 30 minut přejít na plný výkon. První reaktory III. generace byly uvedeny do provozu v roce 1996 v Japonsku. Generace III+ je další evoluční vylepšení reaktorů III. generace. Návrhy reaktorů generace III+ navíc pracují se závěry z analýz nehody ve Fukušimě z roku 2011. Jejich bezpečnostní systémy jsou tak ještě více zdokonalené, především s ohledem na odolnost vůči vnějším vlivům (zemětřesení, záplavy apod.). [14] [18]

3.3.1 Lehkovodní reaktory III. generace

Jelikož většina reaktorů III. generace vychází z konstrukcí již provozovaných reaktorů zpravidla II. generace, je i největší část pokročilých reaktorů chlazená a moderována lehkou vodou. Mezi reaktory PWR řadíme konstrukce EPR, APWR, AP1000 nebo CAP1400. Skupinu pokročilých BWR reaktorů tvoří konstrukce ABWR, ESBWR nebo Kerena. U některých se setkáváme s čistě aktivními bezpečnostními prvky (ABWR), ale většina z nich počítá s pasivními bezpečnostními systémy. Reaktor ABWR byl prvním reaktorem III. generace zařazeným do komerčního provozu. Stalo se tomu tak v roce 1996 v japonské elektrárně Kašiwazaki. [18] [19]

3.3.2 Těžkovodní reaktory III. generace

Příkladem reaktoru III. generace moderovaného a chlazeného těžkou vodou je reaktor EC6. Reaktor je schopen využívat široké množství paliv a jeho životnost by měla dosahovat 60 let. Vyjma klasického přírodního uranu může používat použitý uran z PWR reaktorů nebo paliva MOX. Vývojovou verzí EC6 je reaktor AFCR o výkonu 740 MWe schopného využívat recyklovaný uran i paliva na bázi thoria. Je zřejmé, že nasazení těchto reaktorů by snížilo množství odpadního paliva z dnes nejčastěji používaných reaktorů. Indie přišla se svojí variantou pokročilého těžkovodního reaktoru, a tou je reaktor AHWR o výkonu 300 MWe a s až stoletou životností. [18]

3.3.3 Vysokoteplotní reaktory III. generace

Pokročilé vysokoteplotní reaktory používají jako chladivo hélium o teplotě až 950 °C. Chladivo vyrábí páru buď obdobným způsobem jako PWR reaktory, v tom případě turbína pracuje podle Rankinova cyklu, nebo turbínu přímo pohání, která v tom případě pracuje dle Braytonova cyklu. Palivo ve formě TRISO částic obsahuje jádro z oxykarbidu uranu. Prvním komerčně používaným typem by se měl stát reaktor HTR-PM v Číně. Elektrárna vybavená těmito reaktory by mohla dosahovat tepelné účinnosti 40 %. [18]

3.3.4 Reaktory na rychlé neutrony III. generace

Pokročilé reaktory na rychlé neutrony využívají jako palivo uran ^{238}U . Jsou často konstruovány tak, aby byly schopny spalovat aktinidy (chemické prvky s protonovými čísly 89 až 103). Nejvíce jsou tyto typy vyvíjeny v Rusku a Indii, následně pak Japonsku, Číně a Francii. Ruská varianta B-1200 by měla splňovat ekonomické i bezpečnostní podmínky Mezinárodního fóra generace IV. [18]

3.3.5 Malé modulární reaktory

Podle Mezinárodní agentury pro atomovou energii řadíme do skupiny malých modulárních reaktorů (SMR) reaktory s výkonem do 300 MWe. Jak už název napovídá, SMR reaktory mají menší rozměry než běžné komerční reaktory, což umožňuje řadu výhod v oblasti jejich konstrukce. Jednotlivé části by mohly být vyrobeny v továrnách, nikoliv přímo na místě umístění reaktoru, jak je tomu u většiny provozovaných reaktorů. To může vyústit ve vyšší přesnost a efektivitu výroby. U těchto typů konstrukcí je rozšířené použití pasivních bezpečnostních systémů, což zvyšuje jejich bezpečnost. Mezi další výhody patří prodloužení palivového cyklu na 3 až 7 let (u velkých reaktorů se maximální doba palivového cyklu pohybuje okolo dvou let). Některé konstrukce se navrhnou dokonce pro třicetiletý palivový cyklus. Ve vývoji jsou lehkovodní, těžkovodní, vysokoteplotní i solí chlazené varianty malých modulárních reaktorů. Některé ruské varianty lehkovodních SMR reaktorů vycházejí z reaktorů používaných v ponorkách. [20]

3.4 IV. generace jaderných reaktorů

Na začátku nového tisíciletí se začaly zvyšovat i další nároky na stavbu a provoz nových jaderných reaktorů. Patří k nim zejména snížení emisí CO₂, efektivní využívání přírodních zdrojů uranu a snížení produkce odpadu, ale i přiměřené náklady a dostatečná bezpečnost jejich provozu. Na základě těchto otázek vzniklo v roce 2001 Mezinárodní fórum generace IV (dále GIF). GIF, jejímiž členy je od roku 2016 čtrnáct zemí nebo spolků z celého světa (byť dva z nich v současnosti neaktivní), zkoumalo více než 100 projektů, které by mohly být v budoucích letech zorganizovány [21]. Nakonec bylo pro další výzkum a vývoj vybráno šest projektů: [22]

- Rychlý reaktor chlazený plynem (GFR)
- Rychlý reaktor chlazený olovem (LFR)
- Reaktor s roztavenou solí (MSR)
- Reaktor chlazený nadkritickou vodou (SCWR)
- Rychlý reaktor chlazený sodíkem (SFR)
- Vysokoteplotní reaktor (VHTR)

Některé z těchto reaktorů by mohly být zprovozněny okolo roku 2030. Vývoj rychlých sodíkových reaktorů probíhá ve Francii a Rusku, Čína zahájila výstavbu prvního prototypu vysokoteplotního reaktoru (HTR-PM). [22]

3.4.1 Rychlý reaktor chlazený plynem (GFR)

Reaktor pracuje s velmi vysokými teplotami, na výstupu z aktivní zóny by se měla pohybovat okolo 850 °C. Díky vysokým teplotám je GFR reaktor vhodný nejen k výrobě elektřiny, ale i k výrobě vodíku. Jako chladiivo bude použito hélium. V primárním okruhu bude nepřímý cyklus s héliem, v sekundárním okruhu bude plynné hélium pohánět plynovou turbínu pracující podle Braytonova cyklu. [23]

Nitridové nebo karbidové palivo by obsahovalo ochuzený uran a další štěpné nebo fertillní materiály ve formě keramických čepů nebo desek s obsahem plutonia 15 až 20 % [23]. Aktivní zóna je složena ze souboru šestihránných palivových článků umístěných v keramické šestihránné trubce. [24]

3.4.2 Rychlý reaktor chlazený olovem (LFR)

Vysokoteplotní provoz umožňuje výrobu elektřiny i vodíku. Chladiivem je tekuté olovo nebo eutektikum olova a bismutu. Použití olova má celou řadu výhod. Olova je k dispozici

veliké množství, nebyl by tedy kapacitní problém při nasazení velkého počtu reaktorů. Jelikož se používá v tekutém stavu s rezervou do bodu varu (1749 °C) a neškodnou interakcí se vzduchem nebo vodou, poskytuje i výhody z hlediska bezpečnosti, zjednodušení konstrukce, odolnosti proti šíření jaderných zbraní a výsledné ekonomiky provozu. Nevýhodou je tendence olova působit korozivně při kontaktu s konstrukčními oceli při vysokých teplotách, což zvyšuje nároky na konstrukční materiály. Prozatím lze tyto problémy řešit vhodnou povrchovou úpravou, např. aluminizací. Jelikož teplota tání olova je 327 °C, musí se jádro reaktoru udržovat na dostatečně vysokých teplotách, aby nedošlo ke ztuhnutí chladiva. [25]

3.4.3 Reaktor s roztavenou solí (MSR)

Na rozdíl od jiných komerčních typů reaktorů, reaktor MSR nepracuje s pevným palivem, nýbrž s palivem rozpuštěným ve fluoridové soli. Aktivní zóna neobsahuje žádný moderátor. Velkou výhodou jsou nízké teplotní a dutinové koeficienty, což je vlastnost, která se u rychlých reaktorů s pevným palivem nevyskytuje [26]. Vývoj MSR reaktorů má nyní dva základní koncepty: reaktor s rychlými neutrony v roztavené soli (MSFR) a pokročilý vysokoteplotní reaktor (AHTR). V případě AHTR reaktoru je palivo v pevné formě a sůl se používá pouze jako chladivo. [23]

3.4.4 Reaktor chlazený nadkritickou vodou (SCWR)

Jedná se o vysokoteplotní, vysokotlaké reaktory chlazené lehkou vodou v nadkritickém stavu. Kritický bod vody nastává při 374 °C a 22,1 MPa. V reaktorech chlazených nadkritickou vodou by teplota vody překračovala hranici 500 °C a při tlaku okolo 25 MPa. Tento typ vychází ze současných vodou chlazených reaktorů, což umožňuje snadnější vývoj než u ostatních typů reaktorů IV. generace. Obdobně jako u BWR reaktorů se zde nenachází sekundární okruh, turbína je poháněna přímo nadkritickou vodou. Výhodou oproti standardním vodou chlazeným reaktorům je dosahování vyšší termické účinnosti (zhruba třetinový nárůst). Chladivo se v celém okruhu pohybuje bez fázových přeměn, což umožňuje absenci některých zařízení používaných v současných reaktorech, jako jsou chladicí čerpadla, parogenerátory a separátory páry. Menších rozměrů může být i kontejnment nebo turbínový systém. Toto všechno podstatně ulehčuje konstrukci a snižuje náklady na výstavbu. [23] [27]

3.4.5 Rychlý reaktor chlazený sodíkem (SFR)

Chladivem je zde kapalný sodík, což umožňuje vysokou hustotu výkonu při nízkém objemovém podílu chladiva a nízkém provozním tlaku. Současný výzkum se zabývá variantami od malých modulárních reaktorů o výkonu 50 až 300 MWe až po větší zařízení o výkonu až 1 500 MWe. Výstupní teplota z aktivní zóny se pohybuje v rozmezí 500 až 550 °C, je tedy možné použít konstrukční materiály vyvinuté v rámci předchozích programů rychlých reaktorů. V současné době jsou v provozu dva SFR reaktory. Jsou jimi BN-600 a BN-800 v ruském Bělojarsku. Podle původních plánů měl být od roku 2011 v provozu i reaktor Kalpakkam PFBR v Indii, ovšem došlo k prodloužení výstavby. [23] [28] [29]

3.4.6 Vysokoteplotní reaktor (VHTR)

Jedná se o vysokoteplotní, grafitem moderovaný a heliem chlazený reaktor. Výstupní teplota se pohybuje v rozmezí 700 až 950 °C, do budoucna se uvažuje i o teplotách vyšších než 1000 °C. Vývoj VHTR reaktorů byl nejdříve zaměřen především na výrobu vodíku, v současné době se přikládá velký význam výrobě elektřiny vysokoteplotní parou, vyžadující výstupní teploty 700 až 850 °C. VHTR má dvě typické konfigurace reaktoru, typ s oblázkovým ložem a typ s prizmatickým blokem. Liší se tvarem palivového elementu. Technický základ je však u obou konfigurací stejný. Mezi známé projekty patří GT-MHR, PBMR (s vyšší výstupní teplotou) nebo čínský HTR-PM a americký NGNP (s nižší výstupní teplotou). [30]

3.4.7 Výroba vodíku

Jak již bylo zmíněno, některé typy reaktorů IV. generace by mohly být využity pro výrobu vodíku. Jaderné teplo lze využít pro čtyři metody. Jsou jimi studená elektrolýza vody, nízkoteplotní parní elektrolýza, vysokoteplotní parní elektrolýza a vysokoteplotní termomechanická výroba. Nejvyšší účinnost (50 % a více) by mohla zajišťovat vysokoteplotní termomechanická výroba využívající pouze jaderné teplo, nikoliv elektřinu. Pro tuto metodu jsou zapotřebí vysoké teploty (nad 700 °C). Nejslibněji se jeví siřičito-jódový termomechanický cyklus vyvinutý společností General Atomics v 70. letech 20. století. Během tohoto procesu se jód spojuje s oxidem siřičitým a vodou za vzniku jodovodíku, který pak endotermicky disociuje na vodík a jód při teplotě 350 až 450 °C. Jaderné teplo lze rovněž využít pro v současnosti nejčastější metodu výroby vodíku, tzv. parního reformingu zemního plynu. [31]

Hlavní cíle reaktorů IV. generace můžeme rozdělit na čtyři hlavní oblasti. Jsou jimi udržitelnost, ekonomika, bezpečnost a spolehlivost a odolnost proti šíření jaderných zbraní a fyzická ochrana. Jejich stručný přehled naleznete v tab. 1.

Tabulka 1: Cíle pro jaderné energetické systémy IV. generace [32]

Oblast	Definice cíle
Udržitelnost 1	Jaderné energetické systémy IV. generace budou poskytovat udržitelnou výrobu energie, která splňuje cíle v oblasti čistoty ovzduší a zajišťuje dlouhodobou dostupnost systémů a efektivní využití paliva pro celosvětovou výrobu energie.
Udržitelnost 2	Jaderné energetické systémy IV. generace budou minimalizovat množství jaderného odpadu a budou s ním nakládat tak, že sníží dlouhodobou zátěž spojenou se správou, čímž zlepší ochranu veřejného zdraví a životního prostředí.
Ekonomika 1	Jaderné energetické systémy IV. generace budou mít jasnou výhodu v nákladech životního cyklu oproti jiným zdrojům energie.
Ekonomika 2	Systémy jaderné energie IV. generace budou mít úroveň finančního rizika srovnatelnou s jinými energetickými projekty.
Bezpečnost a spolehlivost 1	Provoz jaderných energetických systémů IV. generace bude vynikat v oblasti bezpečnosti a spolehlivosti.
Bezpečnost a spolehlivost 2	Systémy jaderné energie IV. generace budou mít velmi nízkou pravděpodobnost a stupeň poškození aktivní zóny reaktoru.
Bezpečnost a spolehlivost 3	Systémy jaderné energie IV. generace vyloučí potřebu havarijních odezvy mimo areál jaderné elektrárny.
Odolnost proti šíření jaderných zbraní a fyzická ochrana	Systémy jaderné energie IV. generace zvýší jistotu, že jsou velmi neatraktivní a nejméně žádoucí cestou pro odklon nebo krádež materiálů použitelných pro výrobu zbraní, a poskytnou zvýšenou fyzickou ochranu proti teroristickým činům.

4 Bezpečnost jaderných elektráren

Vědci i konstruktéři jaderných zařízení si velice dobře uvědomovali otázku bezpečnosti jednotlivých zařízení, zejména ty spojené s následky jejich havárií. Na bezpečnost byl proto v návrzích a konstrukcích jaderných zařízení kladen veliký důraz. Definice jaderné bezpečnosti je dle literatury [33] následující: „Stav a schopnost jaderného zařízení a osob obsluhujících jaderné zařízení zabránit nekontrolovatelnému rozvoji štěpné řetězové reakce nebo nedovolenému úniku radioaktivních látek nebo ionizujícího záření do životního prostředí a omezovat následky nehod“. Jaderná bezpečnost jako celek se skládá ze tří podskupin, a to z technické bezpečnosti, radiační ochrany a havarijní připravenosti. [33]

Technická bezpečnost (dle literatury [33]): „Stav trvalé shody vybraného zařízení s technickými požadavky na něj kladenými, při němž není ohroženo lidské zdraví a majetek a je zajištěna jeho celistvost a provozuschopnost“.

Radiační ochrana (dle literatury [33]): „Systém technických a organizačních opatření k omezení ozáření člověka a k ochraně životního prostředí před účinky ionizujícího záření“.

Havarijní připravenost (dle literatury [33]): „Schopnost rozpoznat vznik radiační mimořádné situace a při jejím vzniku plnit opatření stanovená havarijními plány“.

Jaderná bezpečnost je po celém světě zaštitována jednotlivými národními, ale i mezinárodními organizacemi. Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB) České republiky přikládá nejvyšší důraz na nařízení české legislativy, následované pokyny Asociace západoevropských jaderných regulátorů (WENRA), Mezinárodní agenturou pro atomovou energii (IAEA) a nakonec požadavky evropských provozovatelů jaderných elektráren (EUR). Česká legislativa musí být provázána s legislativou Evropské unie, tudíž její existence je dostatečnou zárukou splnění jednotlivých požadavků, přičemž v mnoha případech je ještě přísnější. [33]

4.1 Základní prvky jaderné bezpečnosti

Dnešní jaderné elektrárny byly a jsou projektovány tak, aby splňovaly bezpečnostní předpisy v několika ohledech. Musí být odolné vůči živelným katastrofám, pádu letadla, teroristickému útoku, technickým závadám i selhání obsluhy. Zároveň musí bránit úniku nebezpečných radioaktivních látek do jejího okolí. Bezpečnostní prvky můžeme rozdělit na prvky aktivní a pasivní. Aktivní systémy potřebují pro svoji aktivaci dodávku elektrické energie, pasivní naopak fungují i při ztrátě elektrické energie. Dvěma nejpodstatnějšími prvky radiační ochrany jsou bariéry elektrárny a autoregulace reaktoru. [34]

4.1.1 Bariéry jaderných elektráren

Bariéry jaderných elektráren slouží k bránění úniku radioaktivních látek do okolí a tvoří systém tzv. hloubkové ochrany. V celém systému elektrárny je jich hned několik. První z nich se nachází v samotném palivu. Nejčastěji používané keramické palivo ve formě UO_2 má samo schopnost zadržet až 99 % radioaktivních štěpných produktů ve své struktuře. Druhou bariéru tvoří obal palivových tyčí sloužící k zachycení zbylého 1 % radioaktivních částic. Nejpoužívanějšími materiály obalu palivových tyčí jsou slitiny zirkonia, v některých typech reaktorů lze využít i slitiny hořčíku, niklu nebo austenitických ocelí. Třetí bariérou je nádoba reaktoru. Materiálem tlakových nádob bývá zpravidla ocel. U tepelných reaktorů se z důvodu vysokých provozních tlaků klade důraz na vysokou pevnost a houževnatost nádoby. Čtvrtou bariérou je ochranná železobetonová obálka kolem celého primárního okruhu neboli kontejnment. Ploušťka stěny kontejnmentu bývá obvykle zhruba 1 metr. Úkolem kontejnmentu je zabránit úniku radioaktivních látek do okolí v případě vážné nehody. Některé moderní konstrukce se vyznačují dvojitou stěnou kontejnmentu, která umožňuje chlazení kontejnmentu přirozenou cirkulací vzduchu. Vzduch proudí právě mezi dvěma stěnami kontejnmentu. [2] [12] [34]

4.1.2 Autoregulace reaktoru

Autoregulace reaktoru spočívá v regulaci jeho výkonu v případě, že dojde k jeho náhlému zvýšení a má za úkol vrátit výkon do původních hodnot. S problematikou autoregulace reaktoru je spojeno využití tzv. inherentních bezpečnostních systémů. Inherentní bezpečnostní systémy mají za úkol snižovat riziko havárie za použití základních fyzikálních principů. V tlakovodních reaktorech se v tomto ohledu využívá vlastností vody a uranu. Při vzrůstající teplotě vodního moderátoru dochází i ke vzrůstu jejího objemu a jednotlivé molekuly vody se tak od sebe vzdalují. V důsledku toho klesá moderační účinek vody a v reaktoru tak klesá počet tepelných neutronů schopných tvořit štěpnou reakci. Při vzniku vysokých teplot v reaktoru se tak jeho výkon přirozeně tlumí a může dojít i k jeho úplnému odstavení. Navíc při rostoucí teplotě je uran ^{238}U , který tvoří většinu paliva, schopný absorbovat více štěpitelných neutronů, aniž by se dále štěpil. [34] [35]

4.1.3 Aktivní bezpečnostní prvky

Aktivní bezpečnostní systémy vyžadují pro své fungování vnější zpravidla elektrický zásah, často je navíc jejich spuštění spojeno se zásahem obsluhy. Výhodou aktivních bezpečnostních systémů je, že lze jejich funkčnost a spolehlivost testovat a odhalit tím případné závady. Mezi nevýhody aktivní bezpečnostních prvků patří delší doba jejich aktivace ve srovnání s prvky pasivními. Navíc zde působí i lidský faktor, jehož vliv zvyšuje pravděpodobnost vzniku havárie. Mezi příklady aktivních bezpečnostních systémů patří například vysokotlaký havarijní doplňovací systém sloužící k potlačení havárií s rychlým nárůstem výkonu reaktoru, vysokotlaký systém havarijního chlazení při haváriích spojených se ztrátou chladiva nebo nízkotlaký systém havarijního chlazení aktivní zóny sloužící k dlouhodobému odvodu zbytkového tepla reaktoru. K aktivaci aktivní bezpečnosti dochází i za pomoci řídicích systémů, které pomocí několika fyzických čidel vyhodnocují situaci a v případě potřeby aktivní systémy spouštějí. [36]

4.1.4 Pasivní bezpečnostní prvky

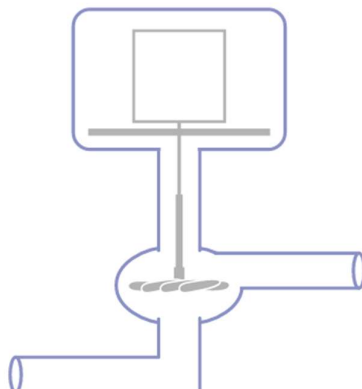
Pasivní prvky mají za úkol zmírňovat následky jaderných havárií a spolu s bariérami zabránit úniku nebezpečných látek do okolí. Svoji funkci musejí splňovat i při ztrátě elektrického napájení. Obdobně jako v případě inherentní bezpečnosti i pasivní systémy využívají fyzikálních zákonů a principů, jako jsou gravitace, rozdíly tlaků nebo přirozená tepelná konvekce, a ke své aktivaci nevyžadují vnější zásah (elektrický, mechanický apod.). Příkladem jsou tyče havarijní ochrany. Pokud dojde ke ztrátě elektrického napájení jejich upevnění a pohonu, spadnou do aktivní zóny reaktoru vlivem gravitace. [37] [38]

4.2 Chlazení jaderné elektrárny

Odvod tepla z aktivní zóny ale i sekundárního okruhu je jedním z nejdůležitějších procesů probíhajících uvnitř jaderné elektrárny. Chlazení aktivní zóny je zajišťováno průtokem chladicího média aktivní zónou. O látkách využívající se jako chladiva je podrobněji pojednáno v kapitole 2.1. Průtok chladiva reaktorem zajišťuje hlavní cirkulační čerpadlo (HCC).

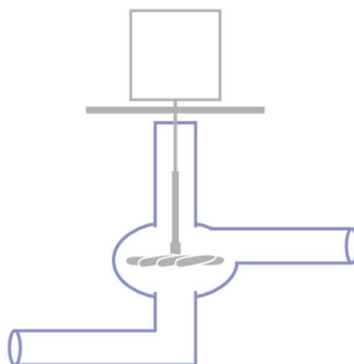
HCC zajišťuje pomocí nucené cirkulace odvod tepla z aktivní zóny do parogenerátorů (PG). Konstrukce takového čerpadla je poměrně náročná, jelikož musí být schopno zajišťovat vysoké průtoky chladiva při vysokém tlaku a teplotě. Existují dva způsoby z hlediska umístění čerpadla v primárním okruhu. V prvním z nich je celé čerpadlo i s elektromotorem jej pohánějícím uzavřeno v hermetickém tlakovém pouzdře. V takovém případě není nutné utěšňovat spojovací hřídel ucpávkami, a z toho důvodu je takový typ čerpadla někdy nazýván bezucpávkový. Jelikož se hřídel i s elektromotorem nachází ve vodě pod tlakem, je nutné dostatečně izolovat vinutí statoru. Čerpadlo by z bezpečnostních důvodů mělo mít na hřídeli setrvačnický, který zajistí pohon čerpadla i po ztrátě elektrického napájení a tím také nepřetržitě

chlazení aktivní zóny. Doba doběhu zapouzdřeného čerpadla však obvykle bývá v jednotkách sekund. Schématické zobrazení zapouzdřeného čerpadla je znázorněno na obr. 7. [39]



Obr. 7: Schéma bezucpávkového čerpadla [39]

Druhou variantou je použití čerpadla s utěsněnou hřídelí (ucpávkové). V takovém případě se v tlakovém pouzdru nachází pouze samotné čerpadlo a ostatní komponenty jsou uloženy vně pouzdra. Vystupující hřídel je proto nutno utěsnit. Těsnění hřídele brání úniku radioaktivního chladiva do prostor mimo primární okruh. Konstrukce takových těsnících systémů je poměrně složitá, ovšem oproti zapouzdřeným čerpadlům poskytuje řadu výhod. Kvůli výhodnějším zástavbovým rozměrům je možno použít masivnějších setrvačníků, které dobu doběhu čerpadla prodlouží až na několik desítek sekund, což dává obsluze reaktoru více času na řešení vzniklého problému. Je možné využít elektromotor s vyšší účinností, ucpávková čerpadla jsou tak oproti zapouzdřeným o 10 až 15 % účinnější. Jejich cena je zároveň zhruba o polovinu nižší než zapouzdřených čerpadel stejného výkonu. Všechny tyto výhody jsou tak důvodem, proč se v současnosti ve větší míře volí použití čerpadel s utěsněnou hřídelí. Schématické zobrazení čerpadla s utěsněnou hřídele je znázorněno na obr. 8. [39]



Obr. 8: Schéma ucpávkového čerpadla [39]

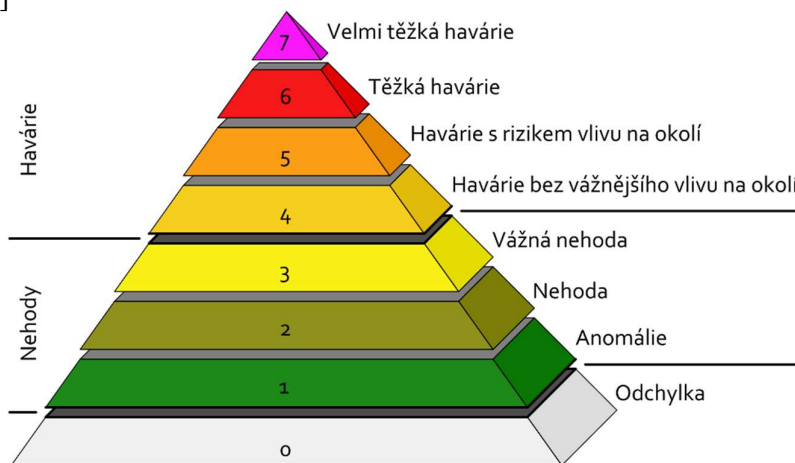
Odvod nízkopotenciálního tepla z tepelného cyklu do atmosféry bývá realizován v chladicích věžích. Chladicí účinek věží je důležitým faktorem z hlediska celkové efektivity výroby elektrárny. Efektivita roste, čím nižší je voda vstupující do kondenzátorů. Z hlediska způsobu vytvoření tahu chladicího vzduchu rozdělujeme chladicí věže na ty s přirozeným tahem a nuceným tahem. [40]

Chladicí věže s přirozeným tahem bývají vysoké až 150 metrů, čímž je vytvořený dostatečný přirozený tah vzduchu pomocí komínového efektu. Ohřátá voda z kondenzátorů

proudí potrubím do středu chladicí věže, kde vyvěrá a samospádem se rozlévá soustavou radiálních betonových kanálů až k obvodovému plášti. Na kanály navazuje systém zavodňovacích trubek s tryskami umožňující rovnoměrné rozdělení vody po celé ploše. Voda přes chladicí lamely padá v podobě kapek do bazénu umístěného ve spodní části věže. Vzduch proudící chladicí věží v opačném směru odebírá vodě její teplo a stoupá do atmosféry. U chladicích věží s nuceným tahem se nevyužívá komínového efektu, tah vzduchu je zajišťován ventilátorem. Princip ochlazování je ovšem totožný. Namísto vysokých komínů se zde využívá podstatně nižší difuzor vybavený elektrickým ventilátorem. Výhodou oproti věžím s přirozeným tahem jsou menší náklady na výstavbu a úspora materiálu, naopak nevýhodou je potřeba stálého přívodu elektrické energie pro pohon ventilátoru. Chladicí účinek lze regulovat změnou průtoku chladicí vody, v případě ventilátorové chladicí věže lze navíc přidat možnost regulace změnou otáček ventilátoru. [40]

4.3 Jaderné havárie

Jaderná energetika se za více jak 60 let svého fungování ukázala jako jeden z nejbezpečnějších průmyslových odvětví a způsobů výroby elektrické energie. Za celou dobu provozu jaderných elektráren registrujeme pouze tři vážné havárie. Jedná se o havárii z roku 1979 v elektrárně Three Mile Island, černobylskou havárii z roku 1986 a nehodu ve Fukušimě v roce 2011, přičemž posledním dvěma zmíněným byl přidělen nejvyšší stupeň závažnosti havárie na mezinárodní stupnici INES [33]. Přehled všech stupňů stupnice INES na obr. 9. Oběti na lidských životech spojené přímo s havárií jaderné elektrárny přinesla pouze havárie v Černobyli. [41]



Obr. 9: Stupnice INES [42]

Jaderné havárie můžeme obecně dělit podle typu poškození. Nejzávažnějším typem nehody u tlakovodních nebo varných reaktorů jsou havárie spojené se ztrátou chladiva (LOCA - Loss of coolant accident). Nejrizikovější je úplné prasknutí hlavního napájecího potrubí do reaktoru, tzv. LB-LOCA (Large break LOCA). Po prasknutí chladné větve primární okruhu dochází k úniku chladiva, na straně reaktoru dochází k vypařování chladiva do kontejnmentu. Z tohoto důvodu tlak v nádobě reaktoru klesá, naopak v kontejnmentu prudce roste. Součástí kontejnmentu musí proto být systémy, které v případě LOCA havárie snižují tlak uvnitř obálky. Používají se například sprchové systémy, barbotážní věž nebo ledové kondenzátory. Během vyprazdňování primárního okruhu dochází k zastavení štěpné reakce vlivem záporného koeficientu reaktivity (přechodem do plynného stavu klesá moderační účinek vody) aniž by se zasunuly absorpční tyče. Ovšem pro opětovné zaplavení aktivní zóny je nutné absorpční tyče zasunout, jinak by hrozil návrat reaktoru zpět do kritického stavu. K dosažení podkritičnosti

napomáhají vysokotlaká vstřikovací čerpadla havarijního systému chlazení, která po prasknutí hlavního potrubí vhánějí do primárního okruhu vodu s vysokým obsahem boru. V případě, že tlak v primárním okruhu klesne pod 6 MPa, se automaticky otevřou zpětné ventily hydroakumulátorů. Tento pasivní bezpečnostní prvek má za úkol rychle vpustit do primárního okruhu velké množství roztoku kyseliny borité. Po určité době se zapojují čerpadla nízkotlakého havarijního systému chlazení, které dodávají velké objemy vody. Tento aktivní bezpečnostní systém slouží k dlouhodobému odvodu zbytkového tepla. Problémem je vysoká teplota palivových článků. Palivové články jsou přehřáté a při kontaktu s vodou se na jejich povrchu tvoří tenká vrstva páry, čímž je omezen ideální přestup tepla. Dlouhodobé dochlazování aktivní zóny může dle závažnosti havárie trvat několik měsíců až několik let. [43]

Jak je zmíněno výše, řada bezpečnostních systémů vyžaduje dodávku elektrické energie. Pro případ ztráty elektrického napájení jsou elektrárny vybaveny náhradními zdroji elektrické energie. Bývají jimi například záložní dieselgenerátory schopné vytvořit podmínky pro bezpečné odstavení, dochlazení a udržení reaktoru v podkritickém stavu. [43]

Odvod zbytkového tepla je velice podstatným procesem. Pokud se jej nepodaří trvale zajistit, dochází k tavení paliva a k uvolnění štěpných produktů. Roztavené palivo má dostatečně vysokou teplotu, aby se protavilo skrz tlakovou nádobu a kontejnment a dostat se tak až ke spodním vodám a kontaminovat je. Nejzásadnější je zajistit dostatečné chlazení první 3 až 4 dny po odstavení reaktoru, kdy je produkce zbytkového tepla nejvyšší, jak je patrné z obr. 10 týkajícího se běžného PWR reaktoru. V kapitole 4.3.2. pojednávající o havárii ve Fukušimě je znázorněn konkrétní případ tvorby zbytkového tepelného výkonu. Pokud by skutečně došlo k protavení aktivní zóny dnem reaktoru, instalují se pod nové konstrukce reaktorů tzv. lapače aktivní zóny, které mají za úkol zachycení žhavého materiálu a následně jej ochladit. [43]

Doba po odstavení	Zbytkový výkon v % výkonu před odstavením
1 s	6,5
10 s	5,1
100 s	3,2
1000 s	1,9
1 h	1,4
10 h	0,75
100 h = 4,17 dne	0,33
1000 h = 1,39 měsíce	0,11
8700 h = 1 rok	0,023

Obr. 10: Zbytkový tepelný výkon PWR reaktoru [44]

4.3.1 Havárie jaderné elektrárny v Černobylu

Černobylská jaderná elektrárna leží na Ukrajině zhruba 130 km severně od Kyjeva. Byla vybavena čtyřmi reaktory RBMK-1000. První dva bloky byly uvedeny do provozu do roku 1977, zbylé dva byly připojeny v roce 1983. K nehodě došlo 26. dubna 1986. V důsledku nevhodné konstrukce reaktoru RBMK a závažných pochybení obsluhy reaktoru došlo ke dvěma explozím, které zničily čtvrtý reaktor elektrárny. Do atmosféry uniklo nejméně 5 % radioaktivní aktivní zóny. [45]

Na 25. dubna 1986 byla naplánovaná bezpečnostní zkouška, jejíž cílem bylo zjistit, jak dlouho se budou turbíny schopny točit a dodávat energii hlavním oběhovým čerpadlům po ztrátě hlavního elektrického napájení. Pro tento test měl být výkon reaktoru mezi 700 a 1000 MWt a ke zkoušce mělo dojít v odpoledních hodinách. Zpráva dispečera elektrické sítě v Kyjevě ovšem odmítla další snižování výkonu a zkouška byla o několik hodin odložena. Reaktor byl tedy provozován při přibližně polovičním výkonu než byl výkon provozní po

několik hodin, což zapříčinilo řadu problémů. Pro řádné provedení testu bylo nutné odpojit systém nouzového chlazení aktivní zóny (ECCS). V 23:00 hodin bylo povoleno snížení výkonu na požadovaných 700 MWt, ovšem vlivem chyby obsluhy reaktoru klesl výkon až na 30 MWt. Snahy o zvyšování výkonu byly výrazně mařeny zvýšeným výskytem xenonu v aktivní zóně a sníženým objemem chladiva. Kvůli snaze o navýšení výkonu byly z aktivní zóny vytaženy téměř všechny regulační tyče. Podle výpočtů provedených po nehodě jich uvnitř aktivní zůstalo pouze 8. Minimální přípustný počet regulačních tyčí v aktivní zóně byl přitom stanoven na 15. 26. dubna v 1:03 hodin byl výkon stabilizován na hodnotě 200 MWt a bylo rozhodnuto, že test proběhne při této hodnotě výkonu. [45]

V čase 1:23:04 byly uzavřeny uzavírací ventily turbíny a začala se spouštět čtyři oběhová čerpadla poháněná zpomalující turbínou. Pomalejší průtok spolu s vniknutím mírně teplejší napájecí vody do aktivní zóny mohl způsobit vření (tvorbu dutin) na dně aktivní zóny. Reaktory RBMK měly tzv. kladný dutinový koeficient, což se projevuje zvyšováním reaktivity při tvorbě páry (dutin). To spolu s vyhořením xenonu mohlo mít za následek skokové zvýšení výkonu. Tomu mohla přispět i konstrukce regulačních tyčí. Část, která vstupuje do aktivní zóny, je tvořena grafitem, který rovněž zvyšuje reaktivitu. Uvnitř tlakových trubek vlivem prudkého zvýšení tepelného výkonu došlo k okamžité přeměně vody na páru a jejímu rozpadu na vodík a kyslík. Všechny tyto okolnosti vyústily v nejméně dva výbuchy, které odmrštily 1000 tun těžké víko reaktoru. Palivo, moderátor a konstrukční materiály vymrštěné z reaktoru způsobily sérii požárů a obsah aktivní zóny začal unikat do atmosféry. V reakci na tuto událost byly v následujících letech provedeny konstrukční úpravy reaktoru RBMK ve zbylých elektrárnách, které tento typ reaktoru provozovaly, především s ohledem na zvýšenou bezpečnost a zabránění podobným nehodám v budoucnosti. [45]

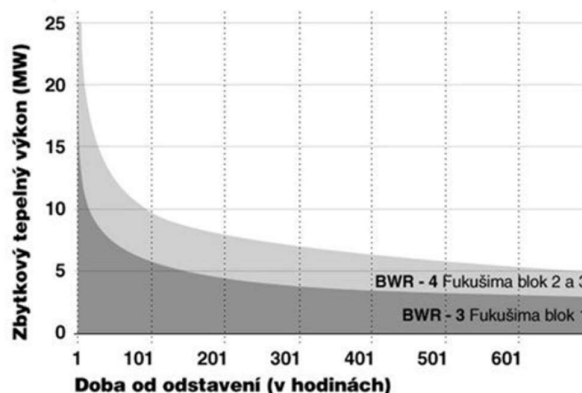
4.3.2 Havárie jaderné elektrárny ve Fukušimě

Dne 11. 3. 2011 zasáhlo východní část Japonska velmi silné zemětřesení o síle devátého stupně RichtEROVY škály. Zemětřesení vyvolalo velkou vlnu tsunami, která způsobila obrovské škody a společně se zemětřesením si vyžádala 19 500 úmrtí. [46]

Během havárie byly v jaderné elektrárně Fukušima Daiči v provozu tři ze šesti reaktorů (Fukušima 1, 2 a 3) typu BWR. Bloky 4, 5 a 6 byly v době havárie v plánované odstávce. Výkon prvního bloku byl 460 MWe, pro bloky 2 až 5 se jednalo o 784 MWe a šestý blok disponoval nejvyšším výkonem 1100 MWe. Reaktory prokázaly seismickou odolnost, v reakci na zemětřesení byly bloky 1 až 3 automaticky odstaveny. Zemětřesení ovšem vyřadilo všech šest vnějších zdrojů napájení, takže se spustili nouzové dieselové generátory umístěné v budovách s turbínami. Vážné problémy způsobila následná patnáctimetrová vlna tsunami, která zaplavila prostor elektrárny. První z nich udeřila zhruba hodinu po zemětřesení, osm minut po ní následovala druhá vlna. Došlo k poškození čerpadel mořské vody pro hlavní okruhy kondenzátorů i pomocných chladicích okruhů, zejména chladicího systému pro odvod zbytkového tepla (RHR). Zaplaveny byly rovněž i dieselové generátory. [46]

Na obr. 11 je znázorněn úbytek zbytkového tepelného výkonu na blocích 1, 2 a 3. Vlivem ztráty chlazení došlo na 1. bloku k poškození aktivní zóny už 4 hodiny po zemětřesení. Chlazení bylo obnoveno druhý den ráno. V odpoledních hodinách došlo i k obnově řízení ventilace, při níž ovšem došlo k vodíkové explozi, která zapříčinila výpadek dodávky chladicí vody do reaktoru. Na 2. bloku došlo ke ztrátě chlazení až 14. 3., na 3. bloku o den dříve. Blok 4 nebyl v době havárie v provozu, ovšem přes propojené systémy se třetím blokem se do bloku dostal vodík, který 14. 3. způsobil další vodíkovou explozi. Na blocích 5 a 6 nedošlo k poškození aktivní zóny, napájení zajišťoval dieselový generátor, který jako jediný nebyl poškozen. Velká část roztaveného paliva byla zadržena, ovšem část z něj se dostala z prostoru elektrárny. Tento únik radioaktivních látek byl způsoben především netěsnostmi primárního kontejnmentu 2. bloku. [46] [47]

Rozsáhlé škody byly zapříčiněny především nedostatečnou ochranou proti vlně tsunami. Elektrárna byla postavena zhruba 10 metrů nad hladinou moře, což při patnáctimetrové vlně tsunami znamenalo, že haly turbín byly po určitou dobu pod zhruba pěti metry mořské vody. Celkový únik radioaktivních látek ve srovnání s havárií v Černobylu byl podstatně nižší. Zasažené území tvořilo zhruba 6 % oproti zasaženému území při černobylské havárii, což zapříčinily mimo jiné i příznivější povětrnostní podmínky. V přímém následku havárie jaderné elektrárny nejsou zaznamenány žádné oběti. [46] [47]



Obr. 11: Zbytkový tepelný výkon reaktorů během nehody ve Fukušimě [48]

4.4 Změna bezpečnostních standardů po roce 2011

V reakci na havárii ve Fukušimě byly nutné zkontrolovat bezpečnost jaderných elektráren po celém světě. Evropská rada požádala o provedení zátěžových testů, které měly na všech jaderných blocích EU za úkol zjistit, zda jsou současná zařízení schopna odolat podobným hrozbám jako té ve Fukušimě a zda dokáží odolat jejím následkům a udržet reaktor v bezpečném stavu. Během testů se předpokládala ztráta hloubkové ochrany, i když její kompletní ztráta není příliš pravděpodobná. Jako s hlavními iniciačními událostmi pro vznik havárie se počítalo se zemětřesením a záplavami, ovšem počítalo se i s pádem letadla nebo požárem v okolí elektrárny. V důsledku havárie může dojít k těmto ztrátám bezpečnostních systémů: [49]

- výpadek elektrického napájení, včetně úplné ztráty pracovních, rezervních i havarijních zdrojů- station blackout (SBO)
- dlouhodobá ztráta koncového jímače tepla – ultimate heat sink (UHS)
- kombinace obou

Testovány byly opatření pro předcházení a zvládnutí ztráty funkce chlazení aktivní zóny, funkce chlazení bazénu skladování paliva a integrity kontejnmentu. Dalšími předpoklady testů byly zásah všech reaktorů a skladů vyhořelého paliva v elektrárně a zvažovány byly všechny provozní stavy včetně odstávky na výměnu paliva. [49]

Samotné testy proběhly v období červen – září 2011. Za jejich provedení byly zodpovědní jednotliví provozovatelé jaderných elektráren pod dohledem příslušných národních regulačních orgánů. Zhodnocení testů pak začalo 1. ledna 2012. Podle zprávy Evropské komise ze dne 4. října 2012 zátěžové testy neodhalily žádné zásadní nedostatky provozu evropských elektráren, které by vyžadovaly okamžitá opatření nebo dokonce ukončení provozu elektráren. Nicméně součástí zprávy jsou bezpečnostní opatření, která by měla být přijmuta v zájmu zvýšení současné úrovně zabezpečení. Jednotlivá bezpečnostní doporučení lze dělit na několik oblastí z hlediska jejich iniciační události. [50]

V případě zemětřesení by měly být všechny důležité budovy schopny odolat horizontálnímu seismickému zrychlení o velikosti $0,1g$ s četností 10^{-4} za rok. Písmeno g označuje hodnotu gravitačního zrychlení o velikosti přibližně $g=9,81 \text{ m/s}^2$ (v jednotlivých částech světa se mírně liší). Někteří dodavatelé udávají hodnotu seismické odolnosti v jednotkách Gal. Zde lze použít následující přepočítání: $100 \text{ Gal}=1 \text{ m/s}^2 \approx 0,1g$. Rozlišují se dva druhy úrovně zemětřesení. Jednak maximální výpočtové zemětřesení (MDE), jehož četnost je jednou za 10 tisíc let, a projektové zemětřesení s četností jednou za 100 let. Pro dosažení odolnosti vůči maximálnímu výpočtovému zemětřesení bylo doporučeno použití odolnějších materiálů pro konstrukci bezpečnostních systémů. Jak již bylo popsáno v kapitole 3.3.2., hlavní příčinou havárie ve Fukušimě byla vlna tsunami, která zaplavila prostor elektrárny. V této souvislosti bylo doporučeno zvýšit výšku vstupu do budov a vybudování bariér zabraňujících vstupu vody do prostoru elektrárny. Tyto opatření nesouvisí pouze s vlnami tsunami, která se týkají výhradně elektráren situovaných v přímořských oblastech, ale i se záplavami a dlouhotrvajícími dešti, což jsou rizika i pro vnitrozemské elektrárny. Kontrolována byla i bezpečnost s ohledem na další přírodní vlivy, jako je silný vítr, silná vrstva sněhu nebo extrémní teploty. [51]

Jedním z následků havárie ve Fukušimě v samotném Japonsku byl výrazný meziroční pokles v produkci elektrické energie z jádra mezi lety 2010 a 2011. V roce 2011 japonské jaderné elektrárny vyprodukovaly o 28 % méně elektrické energie než v předcházejícím roce a úroveň produkce klesala i v dalších letech [52]. V současné době je v celém Japonsku v provozu 10 jaderných reaktorů. Nicméně výstavba nových bloků je plánována a v některých případech již byla zahájena. Úplný odklon od jaderné energetiky tak v Japonsku nenastal, narozdíl například od Německa. V reakci na havárii se německá vláda rozhodla ukončit provoz všech svých jaderných elektráren do roku 2022. Energetická krize, která v posledních letech Evropu zasáhla, sice oddálila uzavření některých bloků, ovšem poslední tři z nich ukončily svůj provoz v dubnu roku 2023. Vývoj nových reaktorů generace III+ počítá se všemi výše zmíněnými riziky a reaktor je tak s ohledem na bezpečnost vůči těmto vlivům projektován od samého začátku. I přes vysokou úroveň bezpečnosti současně stavěných i provozovaných reaktorů se však nedá předpokládat další havárie podobná té ve Fukušimě vyloučit. Velmi důležitou součástí bezpečnosti elektráren je tak při případné havárii co největší minimalizace jejich škod a snížení jejich následků.

5 Porovnání konstrukčních řešení jednotlivých reaktorů s ohledem na bezpečnost

Na následujících stránkách jsou blíže popsány některá konkrétní řešení současně stavěných reaktorů. Pro porovnání byly vybrány projekty společností ucházející se mimo jiné i o stavbu nových jaderných bloků na území České republiky. Mezi ně patří společnosti Areva NP (Francie), Korea Electric Power Corporation (Jižní Korea) a Westinghouse (Spojené státy americké). Do dubna 2021 mezi ně patřila i ruská společnost Rosatom, která byla ale z tendru vyjmuta. Nicméně počet ruských reaktorů stavěných ve světě patří stále mezi nejvyšší.

5.1 Reaktor EPR

EPR je tlakovodní reaktor vyvinutý francouzskou společností Areva NP (dříve Framatome ANP), jehož projekt byl pro Francii přijat v roce 1995. Vzorem tohoto modelu byl německý typ Konvoi společně s prvky francouzského N4. Jedná se o čtyřsmýčkový lehkou vodou chlazený i moderovaný reaktor s instalovaným výkonem 4590 MWt. Reaktor je schopen využívat MOX palivo, pracuje s vysokou tepelnou účinností (37 %) a jeho projektovaná životnost je 60 let. První blok reaktoru EPR se začal stavět ve finské elektrárně Olkiluoto. Stavba začala v roce 2005 a prvním plánovaným termínem připojení reaktoru do sítě byl rok 2009. Ovšem vlivem odkladů byl reaktor do sítě připojen až v roce 2022 a pravidelný provoz byl zahájen v dubnu roku 2023 [53]. První EPR reaktor připojený do sítě byl ten v čínském Taishanu v roce 2018. Společnost Areva NP vyvinula vylepšený model EPR 2, který nabízí při stejných vlastnostech ušetření nákladů až o 30 %. V současné době jsou ve výstavbě dva bloky v elektrárně Hinkley Point C ve Velké Británii a jeden blok elektrárny Flamanville ve Francii. [18] [54]

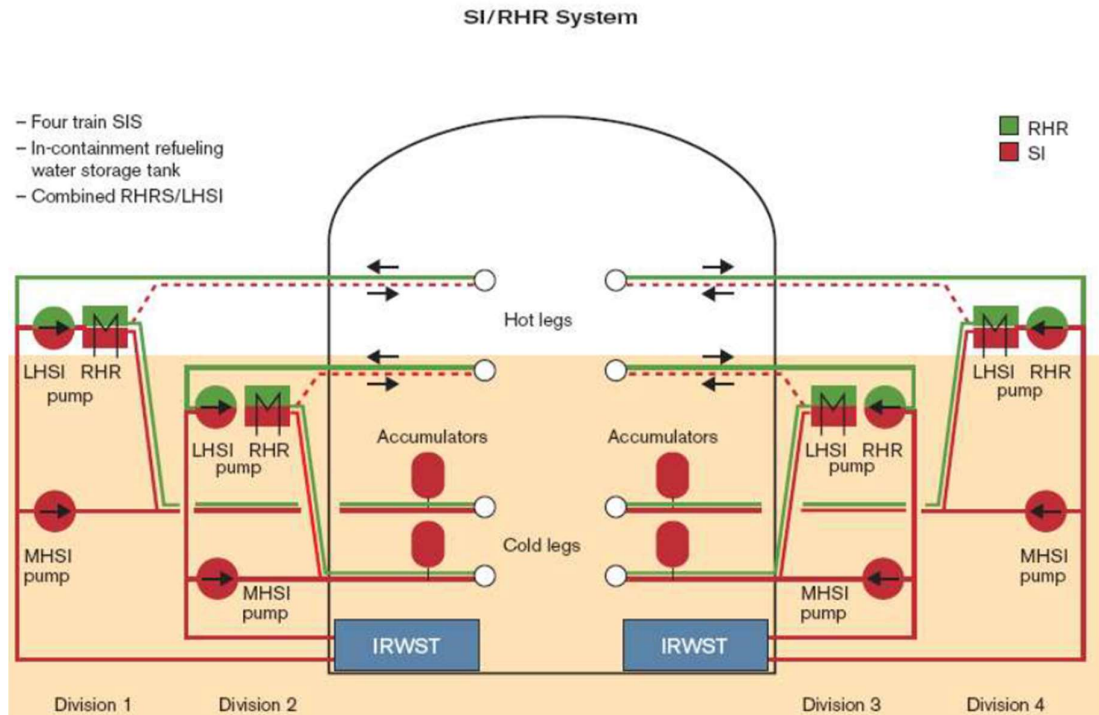
Reaktor má dvojitý kontejnment se čtyřmi oddělenými, redundantními bezpečnostními systémy a pod reaktorem se nachází lapač aktivní zóny. Bezpečnostní systémy jsou odděleny čtyřmi budovami, přičemž dvě z nich jsou odolné proti pádům letadla. Záložní diesellové generátory mají zásobu paliva na 72 hodin, sekundární na 24 hodin a terciární záložní baterie vydrží 12 hodin. Je navržen tak, aby odolal seismickému zrychlení 600 Gal bez narušení bezpečnosti. Primární okruh reaktoru má velkou zásobu chladicí vody, větší zásoba chladiva skýtá bezpečnostní výhody a projevuje se například u parogenerátorů. V případě přerušení dodávky chladicí vody zajistí přerušení dodávky páry do sekundárního okruhu až po třiceti minutách, což je dostatečná doba pro spuštění systému havarijního doplňování napájecí vody. Požadavku na zvětšený průtok chladiva odpovídají i veliké rozměry reaktoru. [18] [55]

Systém havarijního doplňování se skládá z několika podsystémů. Jsou jimi středotlaké havarijní doplňování, hydroakumulátory, nízkotlaké havarijní doplňování a nádrž na výměnu paliva IRWST. Středotlaké doplňování je aktivováno při tlaku menším jak 9,2 MPa, hydroakumulátory při tlaku menším jak 4,5 MPa a nízkotlaké doplňování při tlaku menším jak 2,1 MPa. Všechny systémy jsou napojeny na studené větvi primárního okruhu. Nádrž IRWST je umístěna ve spodní části reaktoru a během běžného provozu slouží především jako zásoba vody pro výměnu paliva, ovšem v případě havárie slouží jako zásobník pro sprchový systém reaktoru a také pro chlazení aktivní zóny v lapači aktivní zóny. Lapač aktivní zóny zajišťuje zachycení roztavené aktivní zóny. V projektu EPR je jeho rozměr 170 m². [55]

Pokud primární okruh nelze chladit pomocí parogenerátorů, je aktivován systém odvodu zbytkového tepla, který je společně se systémem havarijního doplňování zobrazen na obr. 12. Systém odvodu zbytkového uvede do činnosti čerpadla, která odvádí vodu z horké větve okruhu do tepelných výměníků a ochlazenou ji následně vracejí do studené větve. Systém havarijního napájení parogenerátorů zaručuje plnění parogenerátorů v situacích, kdy není zajištěno napájení parogenerátoru běžným způsobem. Každý parogenerátor má svůj havarijní napájecí systém a ke každému z nich náleží jedna nádrž s chladivem. Jednotlivé trasy jsou však navzájem propojené,

aby v případě prasknutí potrubí jednoho z parogenerátorů bylo jeho chlazení zajištěno pomocí zbylých tří. Systém havarijního napájení parogenerátorů funguje pouze v případě abnormálních a havarijních provozních stavů, s výjimkou havárie LOCA, a to do té doby, dokud teplota sytosti směsi páry a vody neklesne pod 150 °C a tlak pod 6 MPa. [55]

Dalším důležitým systémem je systém pro odvod zbytkového tepla z kontejnmentu. V případě EPR je zajištěn sprchovým systémem. Chladivo do sprchového systému je přes tepelný výměník pomocí čerpadel dodáváno z nádrže IRWST. Chladivo, které je rozstříknuto do kontejnmentu poté následně po jeho stěnách stéká vlivem gravitace zpět do IRWST. [55]



Obr. 12: Systém havarijního doplňování a odvodu zbytkového tepla reaktoru EPR [55]

5.2 Reaktor AP1000

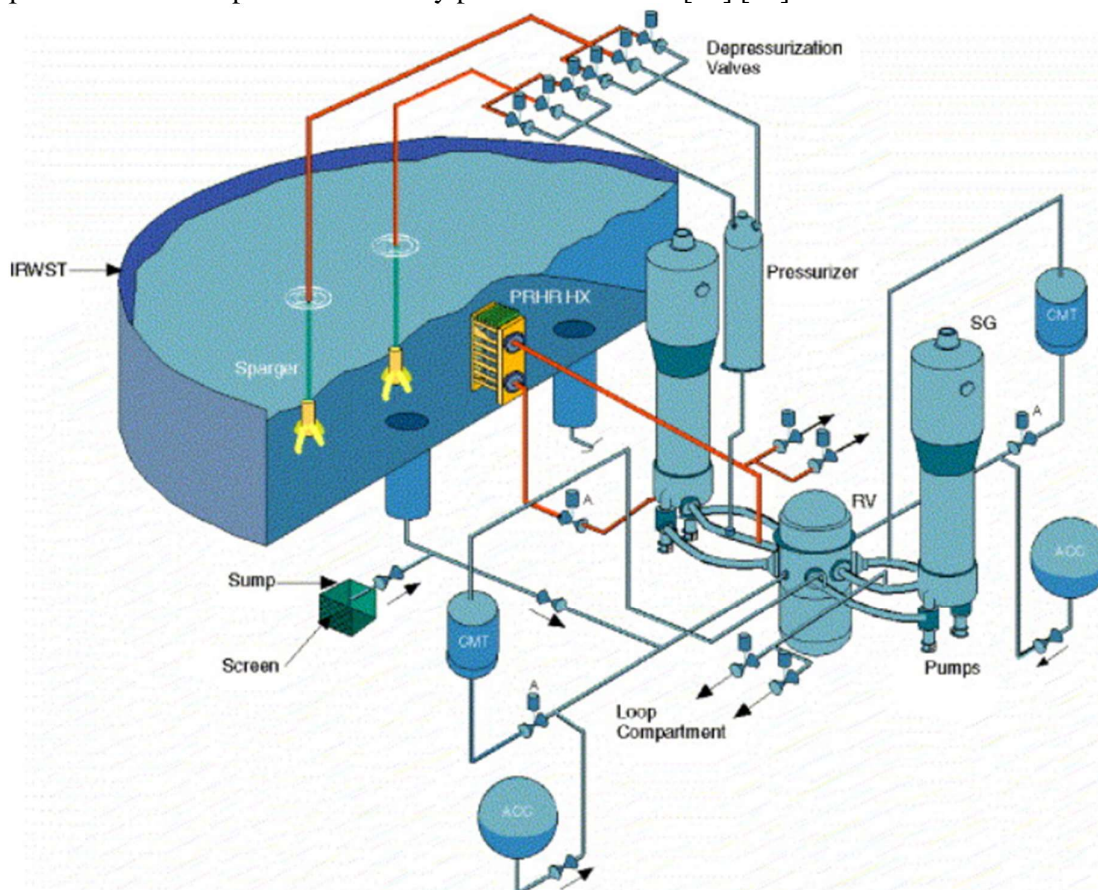
Reaktor AP1000 vyvinutý americkou společností Westinghouse je dvouokruhový reaktor chlazený i moderovaný lehkou vodou. Je vyvinutý z předchozího modelu AP600. Reaktor dosahuje výkonu 3415 MWt a je schopen měnit svůj výkon s rychlostí 1 MW/s [56]. Uvnitř reaktoru je 157 palivových souborů. Jedná se o reaktor generace III+. Je postaven v Číně v elektrárnách Haiyang 1&2 a Sanmen 1&2. První z nich byl spuštěn v roce 2018. Dva bloky jsou ve výstavbě v americké elektrárně Vogtle. [18]

Hlavním cílem bylo zjednodušení bezpečnostních systémů, běžných provozních systémů, velínu i konstrukce, zajišťující snížení nákladů při zvýšené bezpečnosti. Díky zjednodušené konstrukci je možné použít méně konstrukčních prvků, jako jsou ventily, potrubí, řídicí kabely nebo i čerpadla. Pasivní systém chlazení aktivní zóny zvaný PXS, jehož schéma je na obr. 13, chrání elektrárnu před úniky aktivní zóny a zajišťuje odvod zbytkového tepla aktivní zóny a její odtlakování. Bezpečnostní analýzy prokázaly funkci PXS i při závažných trhlinách vstřikovacího potrubí nádoby, při kterých nedochází k odkrývání aktivní zóny. V případě oboustranného prasknutí hlavního chladicího potrubí systém PXS ochlazuje reaktor s dostatečnou rezervou. Jako zdroje vody určené k udržení chlazení aktivní zóny využívá systém PXS doplňovací nádrže aktivní zóny (CMT), akumulátory a zásobník vody pro

doplňování paliva v ochranné atmosféře (IRWST). Zásobník IRWST je umístěn vysoko nad aktivní zónou a voda z něj je do reaktoru vstřikována vlivem gravitace. [18] [57]

Systém PXS obsahuje jeden pasivní výměník tepla pro odvod zbytkového tepla (PRHR HX). Výměník chrání elektrárnu před jevy narušující běžné systémy napájecí vody a páry parogenerátoru. Chladičem pro PRHR HX je zásobník IRWST, jehož voda absorbuje teplo po dobu delší než jedna hodina až do okamžiku, kdy voda začne vřít. Jakmile se tak stane, vzniklá pára přechází do kontejnmentu. Na stěnách kontejnmentu dojde k její kondenzaci a po zachycení odtéká vlivem gravitace zpět do IRWST. [57]

Zdokonalené je rovněž chlazení a izolace kontejnmentu. Pasivní chladičí systém kontejnmentu (PCS) zajišťuje konečný odvod tepla z hlediska bezpečnosti elektrárny. PCS chladí kontejnment tak, aby nebyl překročen dovolený tlak v kontejnmentu a aby se rychle snížil a klesl na přibližně 40 % projektované hodnoty za méně než 5 hodin. Dovolенý tlak byl oproti AP600 zvýšen z 0,3 MPa na 0,4 MPa. Ocelová nádoba kontejnmentu představuje teplosměnnou plochu, která odvádí teplo z vnitřního prostoru kontejnmentu a předává ho do atmosféry. Teplo je z ochranné nádoby odváděno nepřetržitou přirozenou cirkulací vzduchu. Bezpečnostní analýzy prokázaly, že s velkou pravděpodobností nedojde k porušení kontejnmentu ani v případě těžké havárie. V důsledku toho se tak výrazně sníží únik radioaktivních látek do atmosféry. Celá konstrukce reaktoru je navržena tak, aby byla schopna pasivně odvádět teplo z aktivní zóny po dobu 72 hodin. [57] [58]



Obr. 13: Schéma systému pasivního chlazení reaktoru AP1000 [57]

5.3 Reaktor VVER

VVER je typ vodou chlazeného i moderovaného reaktoru ruské společnosti Rosatom. V současné době je v provozu několik verzí tohoto typu reaktoru od starších konstrukcí jako VVER 440 až po v současné době stavěné typy VVER 1000, VVER 1200 nebo VVER-TOI. Tento typ reaktoru je použit i v obou českých jaderných elektrárnách, konkrétně verze VVER 440 (Dukovany) a VVER 1000 (Temelín). Reaktor VVER 1000 je nejnásazovanějším reaktorem typu VVER. Jeho životnost je projektovaná na 30 let. Má čtyři chladicí okruhy a horizontální parogenerátory. První z nich byly v provozu už v 80. letech 20. století, v současné době jich je v provozu 37 převážně v Rusku a na Ukrajině, ale nachází se i v Číně, Íránu, Bulharsku nebo jak již bylo zmíněno i v České republice. [18] [54] [59]

Reaktor VVER 1200 je verzí III. generace, která se stala základem elektrárny AES-2006. Vznikly dvě vývojové verze tohoto reaktoru, a to V-491 a V-392M. Obě verze poskytují výkon 3200 MWt, ovšem V-392M je schopen generovat více elektrického výkonu (rozdíl v řádu jednotek až desítek MWe). Projektovaná životnost reaktoru je 60 let a dosahuje tepelné účinnosti 34,8 %. Uvnitř reaktoru se nachází 163 palivových souborů, přičemž palivový cyklus trvá 24 měsíců. Reaktor má čtyři chladicí smyčky a pod aktivní zónou je umístěn lapač aktivní zóny. V-392M je vybaven 144 tun vážící konstrukcí obklopující aktivní zónu, která snižuje emise záření a tepla. Je tvořena ocelovým válcem s dvojitou stěnou o průměru 7 metrů a prostor mezi nimi vyplňuje speciálně upravený beton, díky čemuž je zvýšena odolnost proti nárazu letadla. Má pasivní odvod tepla cirkulací vzduchu. Oproti tomu ve V-491 je chlazení rozpadového tepla zajištěno vodními nádržemi umístěnými vysoko v konstrukci reaktoru. Jeho seismická odolnost je do 250 Gal a jeho použití je tak vhodné v seismicky méně aktivních oblastech. Zvýšenou seismickou odolnost nabízí verze MIR-1200 nabídnuta pro zbytek Evropy. MIR-1200 je mírně upravenou verzí reaktoru V-491. První reaktor VVER 1200 začal svůj pravidelný provoz v roce 2017 v ruské elektrárně Novovoronež II. Ve výstavbě jsou 4 bloky v turecké elektrárně Akkuyu. Jako první reaktor na svém území byl projekt VVER 1200 vybrán i pro Bangladéš nebo Egypt. [18] [54] [59] [60]

Model MIR-1200 využívá jak aktivních, tak i pasivních bezpečnostních prvků. Mezi aktivní prvky patří především vysokotlaká čerpadla dávkování kyseliny borité do primárního okruhu, nízkotlaká čerpadla havarijního dochlazování, havarijní napájení parogenerátorů nebo havarijní odvod paroplynové směsi z parogenerátorů a z horní části reaktoru. Odvod tepla z kontejnmentu je zde řešen pasivně. Pasivní systém odvodu tepla zajišťuje stabilní odvod tepla z kontejnmentu jak za normálního provozu, tak i v případech havárií LOCA a tavení aktivní zóny. Princip je založen na přirozené konvekci tepla. Ohřátý vzduch vzniklý v kontejnmentu ohřívá vodu proudící přes tepelný výměník umístěný v kontejnmentu. Studená voda vytlačí teplou do výměníku umístěného v akumuláční nádrži umístěné mimo kontejnment. Pro tento proces nejsou zapotřebí žádná čerpadla, jelikož probíhá samovolně přirozenou cirkulací. Dalším pasivním prvkem je systém odvodu tepla z parogenerátoru, který je aktivován v případě ztráty napájení vody do parogenerátorů pomocí čerpadel či v případě LOCA havárie. V případě těchto havárií se celý parogenerátor zaplaví vodou z akumuláční nádrže. Uvnitř parogenerátoru se voda smísí s párou a vzniklá směs je odváděna do tepelných výměníků v akumuláční nádrži. Zde se voda ochladí a proudí zpět do parogenerátoru. Hlavním úkolem systému je zabránění tavení aktivní zóny. Pro případy, kdy by však k tavení aktivní zóny skutečně došlo, je pod reaktorem instalován lapač aktivní zóny. Tavenina zachycená lapačem je ochlazována pomocí sprchového systému. Voda do sprchových systémů stéká gravitačně z kontrolních šachet reaktoru. [55]

Reaktor VVER-TOI je vylepšená verze reaktoru V-392M. Tento projekt by měl být standardizovaný nejen v Rusku, ale i ve světě. Jeho výkon je 3312 MWt, přičemž je možné jej regulovat až na 50 % hodnotu s rychlostí 1 % za minutu při zvyšování a 3 % za minutu při

snížování výkonu. Reaktor má větší parogenerátory a jsou zde vylepšené pasivní bezpečnostní prvky, které nevyžadují zásah obsluhy až po dobu 72 hodin po odstavení reaktoru. Reaktor by měl mít roční spotřebu 130 až 135 tun uranu na jeden gigawatt, což oproti současně typickým 190 tunám představuje značnou úsporu paliva. Výstavba prvního bloku VVER-TOI započala v roce 2018, druhého v roce 2019. Oba bloky se nachází v ruské elektrárně Kursk II. [18] [54] [59]

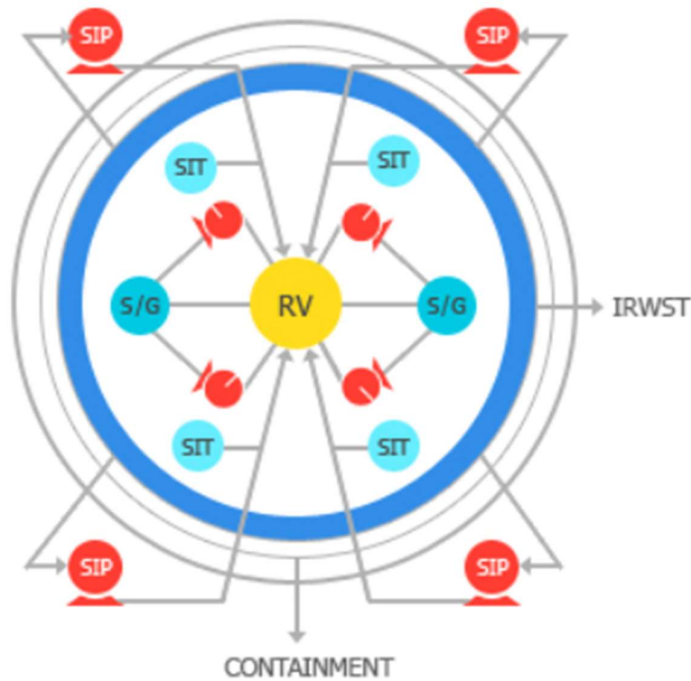
5.4 Reaktor APR1400

Jedná se o reaktor chlazený i moderovaný lehkou vodou korejské společnosti KHNP, dceřinou společností společnosti Korea Electric Power Corporation (KEPCO). Reaktor dosahuje výkonu téměř 4000 MWt. Reaktor nabízí možnost regulace výkonu a může pracovat mezi 50 až 100 % výkonu, přičemž přechod z polovičního na plný výkon trvá 2 hodiny. Termická účinnost reaktoru je 35 %. Palivo je uspořádáno ve 241 palivových souborech a bývá většinou ve formě UO_2 , ovšem reaktor je navržen tak, aby umožňoval využití MOX paliva. Palivový cyklus reaktoru je přibližně 18 měsíců. Projektovaná životnost reaktoru je 60 let. Seismická odolnost reaktoru je 300 Gal. Pro Evropskou unii byla schválena verze APR1400-EUR s výkonem 4000 MWt a seismickou odolností 250 Gal. Evropská verze disponuje dvojitým ochranným obalem a lapačem aktivní zóny. V provozu jsou dva bloky v Shin Hanul 1&2 a v Shin Kori 3&4 v Jižní Koreji a tři bloky v elektrárně Barakah ve Spojených arabských emirátech. Ve vývoji je i vylepšená verze APR+ s výkonem 4308 MWt. V aktivní zóně je celkem 257 palivových souborů. Palivový cyklus je 18 až 24 měsíců. Oproti základní verzi je vylepšena jeho odolnost vůči nárazu letadla. APR+ má modulární konstrukci, což zkracuje dobu výstavby. [18]

Bezpečnostní systémy APR1400 se skládají z bezpečnostního vstřikovacího systému (SIS) znázorněného na obr. 14, zásobníku vody v kontejnmentu (IRWST), bezpečnostního systému snižování tlaku a odvodušňování (SDVS), systému rozprašování kontejnmentu (CSS) a systému pomocné napájecí vody (AFWS). SIS se skládá celkem ze čtyř nezávislých mechanických soustav. Každá z nich je vybavena bezpečnostním injekčním čerpadlem (SIP) a bezpečnostní nádrží (SIT) vybavenou regulátorem průtoku (FD). Bezpečnostní čerpadlo je prvkem aktivní bezpečnosti, kdežto bezpečnostní nádrž spolu s regulátorem průtoku zajišťují bezpečnost pasivní. Funkce FD je založena na vírovém odporu proudění. Při vysokém odporu se průtok vody snižuje. Zvýšení vírového odporu se docílí změnou směru vstupního proudění. [61]

Zásobník vody IRWST je umístěn uvnitř kontejnmentu tak, aby se do něj vracela vstřikovaná havarijní chladicí voda. IRWST slouží jako zdroj vody pro SIS, systém chlazení při odstavení a systém rozprašování kontejnmentu. Zároveň umožňuje přívod chladicí kapaliny do systému CFS, který ochlazuje zbytky aktivní zóny v reaktoru, odstraňuje uvolněné štěpné produkty a zmírňuje interakci roztaveného paliva s betonem v případě těžkých havárií. [61]

Systém SDVS je určený k zajištění bezpečného způsobu odtlakování chladicího systému reaktoru (RCS) v případě, že během ochlazování elektrárny do odstávky není k dispozici tlakový postřik, a k rychlému odtlakování RCS za účelem zahájení napájení a odvodušňování při ochlazování elektrárny po úplné ztrátě napájecí vody. Systém CSS se skládá ze dvou soustav a jeho úkolem je snížit teplotu a tlak v kontejnmentu při haváriích. CSS je propojen se systémem chlazení při odstávce (SCS) sestávajícího rovněž ze dvou souprav. Oba systémy mají stejný typ čerpadel o stejném výkonu. Tato konstrukce zajišťuje větší spolehlivost systému CSS ve srovnání s běžnou konvenční elektrárnou. [61]



Obr. 14: Schéma bezpečnostního vsřikovacího systému reaktoru APR1400 [61]

Systém napájecí vody AFWS dodává napájecí vodu do parogenerátorů v případě ztráty hlavní napájecí vody a v případě LOCA havárie doplňuje parogenerátor kvůli minimalizaci úniku přes již existující netěsnosti. Spolehlivost AFWS je zvyšována použitím dvou motorových čerpadel, dvou čerpadel poháněných turbínou a dvou nezávislých nouzových zásobníků napájecí vody umístěných v pomocné budově. [61]

ZÁVĚR

V úvodní části bakalářské práce je popsán vývoj a historie jaderné energetiky ve světě a následně je zde popsán i její současný stav. I přes pomalejší tempo nasazování nových jaderných reaktorů oproti 70. a 80. letům 20. století tvoří jaderná energie podstatnou část zdrojů pro výrobu elektrické energie. Výraznou měrou se podílí i na produkci elektrické energie v České republice.

Druhá část se zabývá popisem jaderného reaktoru a jeho nepoužívanějšími typy. Nejrozšířenějším typem jaderných reaktorů jsou vodou chlazené i vodou moderované reaktory a jejich dvě hlavní konstrukce: tlakovodní reaktor a vroucí vodní reaktor. V současné době jsou ve vývojové fázi i reaktory pracující s rychlými neutrony. O těchto reaktorech se hovoří jako o reaktorech čtvrté generace. Tyto reaktory by mohly poskytovat vyšší termické účinnosti a vzhledem k vyšším provozním teplotám by mohly být využívány i k výrobě vodíku.

Původní jaderné reaktory jsou postupně nahrazovány modernějšími konstrukcemi, které skýtají řadu výhod. Mezi ty nejzásadnější patří vylepšení jejich bezpečnosti. Desítky let provozu jaderných reaktorů vedly ke získání zkušeností a jejich následné aplikaci pro vylepšení aktivních bezpečnostních systémů. Významnou součástí moderních reaktorů jsou především prvky pasivní bezpečnosti, fungující na základní fyzikálních zákonů a principů, jako jsou gravitace, přirozená konvekce nebo přirozená cirkulace. K větším nárokům na bezpečnost vedla mimo jiné především nehoda v jaderné elektrárně ve Fukušimě v roce 2011. Po nehodě byly v jaderných elektrárnách po celém světě provedeny zátěžové testy, které měli za úkol ověřit jejich provozuschopnost a bezpečnost jaderných elektráren. Na základě výsledků zátěžových testů byly následně vydány doporučení na zlepšení bezpečnostních parametrů elektráren. Současně budované jaderné elektrárny jsou projektovány s ohledem na zvýšenou bezpečnost vůči přírodním katastrofám od samého začátku.

V závěrečné části práce jsou popsány konstrukční řešení v současné době stavěných reaktorů. Některé z nich kombinují aktivní s pasivní bezpečností, ovšem například u projektu AP1000 společnosti Westinghouse převažuje využití pasivních bezpečnostních systémů.

SEZNAM POUŽITÝCH ZDROJŮ

- [1] *Outline History of Nuclear Energy* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/outline-history-of-nuclear-energy.aspx>
- [2] BEČVÁŘ, Josef. *Jaderné elektrárny*. Druhé. Praha: SNTL-Státní nakladatelství technické literatury, 1981. ISBN 04-237-81.
- [3] *Nuclear Power in the World Today* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today.aspx>
- [4] *Model jaderné elektrárny* [online]. In: . [cit. 2023-02-27]. Dostupné z: <http://edu.techmania.cz/cs/veda-v-pozadi/672>
- [5] PAVELEK, Milan. *TERMOMECHANIKA*. První. Brno: Akademické nakladatelství CERM, 2011. ISBN 978-80-214-4300-6.
- [6] *Rankine Cycle – pV, Ts diagram* [online]. In: . [cit. 2023-04-01]. Dostupné z: <https://www.nuclear-power.com/nuclear-engineering/thermodynamics/thermodynamic-cycles/rankine-cycle-steam-turbine-cycle/rankine-cycle-pv-ts-diagram/>
- [7] *Nuclear Power in Czech Republic* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-a-f/czech-republic.aspx>
- [8] *Jaderná elektrárna Dukovany* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobnizdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/edu>
- [9] *Jaderná elektrárna Dukovany* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderne-elektrarny-cez/jaderna-elektrarna-dukovany>
- [10] *Jaderná elektrárna Temelín* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobnizdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/ete>
- [11] *Jaderná elektrárna Temelín* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderne-elektrarny-cez/jaderna-elektrarna-temelin>
- [12] *Nuclear Power Reactors* [online]. In: . [cit. 2023-03-11]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
- [13] *Typy jaderného paliva* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://atominfo.cz/2016/06/typy-jaderneho-paliva/>
- [14] *Základní typy jaderných reaktorů* [online]. 2023 [cit. 2023-01-25]. Dostupné z: <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobnizdroje/jaderna-energetika/je-ve-svete/zakladni-typy-jadernych-reaktoru>
- [15] *Vývoj jaderných reaktorů od počátků po současnost – část druhá* [online]. In: . [cit. 2023-05-12]. Dostupné z: https://www.aldebaran.cz/bulletin/2020_10_rek.php
- [16] *Nuclear Reactors: Generation to Generation* [online]. In: . [cit. 2023-03-09]. Dostupné z: <https://www.amacad.org/sites/default/files/academy/pdfs/nuclearReactors.pdf>
- [17] *How Does a Gen III Nuclear Plant Differ From a Gen II?* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: <https://www.azocleantech.com/article.aspx?ArticleID=1561>

- Advanced Nuclear Power Reactors* [online]. [cit. 2023-02-07]. Dostupné z:
[18] <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/advanced-nuclear-power-reactors.aspx>
- Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station, Japan* [online]. In: . [cit. 2023-03-10].
[19] Dostupné z: <https://www.power-technology.com/projects/kashiwazaki/>
- What are Small Modular Reactors (SMRs)?* [online]. In: . [cit. 2023-03-05]. Dostupné z:
[20] <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-are-small-modular-reactors-smrs>
- GIF Membership* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9492/members
- Generation IV Systems* [online]. 2023 [cit. 2023-01-31]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_59461/generation-iv-systems
- Generation IV Nuclear Reactors* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[23] <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>
- Gas-Cooled Fast Reactor (GFR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[24] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9357/gfr
- Lead-Cooled Fast Reactor (LFR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[25] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9358/lfr
- Molten Salt Reactor (MSR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[26] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9359/msr
- Supercritical-Water-Cooled Reactor (SCWR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné
[27] z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9360/scwr
- Problems with the Prototype Fast Breeder Reactor* [online]. In: . [cit. 2023-03-14].
[28] Dostupné z: <https://www.theindiaforum.in/article/problems-prototype-fast-breeder-reactor>
- Sodium-Cooled Fast Reactor (SFR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[29] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9361/sfr
- Very-High-Temperature Reactor (VHTR)* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z:
[30] https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9362/vhtr
- Hydrogen Production and Uses* [online]. In: . [cit. 2023-04-01]. Dostupné z:
[31] <https://world-nuclear.org/information-library/energy-and-the-environment/hydrogen-production-and-uses.aspx>
- Generation IV Goals* [online]. [cit. 2023-02-02]. Dostupné z: https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_9502/generation-iv-goals
- URBANČÍK, Libor. *Jaderná bezpečnost: na půdorysu atomového zákona*. První. Brno:
[33] Akademické nakladatelství CERM, 2014. ISBN 978-80-214-4971-8.
- BEZPEČNOST JADERNÝCH ELEKTRÁREN* [online]. In: . [cit. 2023-04-07]. Dostupné
[34] z: https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/bezpecnost_2.html
- Technologie a zabezpečení* [online]. In: . [cit. 2023-04-07]. Dostupné z:
[35] <https://www.cez.cz/cs/o-cez/vyrobní-zdroje/jaderna-energetika/jaderna-energetika-v-ceske-republice/ete/technologie-a-zabezpeceni-1#3>
- Bezpečnostní systémy* [online]. In: . [cit. 2023-05-07]. Dostupné z:
[36] <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderna-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/bezpecnostni-systemy/vyklad>

- NOVÁ KONCEPCE ZDOKONALENÝCH REAKTORŮ* [online]. In: . [cit. 2023-04-07].
- [37] Dostupné z: https://www.cez.cz/edee/content/file/static/encyklopedie/encyklopedie-energetiky/03/koncepce_7.html
- Use of Passive Safety Features in Nuclear Power Plant Designs and their Safety Assessment* [online]. In: . [cit. 2023-04-07]. Dostupné z: <https://www.iaea.org/topics/design-safety-nuclear-power-plants/passive-safety-features>
- Hlavní cirkulační čerpadlo* [online]. In: . [cit. 2023-05-07]. Dostupné z: [39] <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/hlavni-cirkulacni-čerpadlo/vyklad>
- Chladicí věž* [online]. In: . [cit. 2023-05-07]. Dostupné z: [40] <https://www.svetenergie.cz/cz/energetika-zblizka/jaderne-elektrarny/jaderna-elektrarna-podrobne/chladici-vez/vyklad>
- Safety of Nuclear Power Reactors* [online]. In: . [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: [41] <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/safety-of-nuclear-power-reactors.aspx>
- Mezinárodní stupnice jaderných událostí. In: *Wikipedia: the free encyclopedia* [online]. [42] San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2001 [cit. 2023-03-14]. Dostupné z: https://cs.wikipedia.org/wiki/Mezin%C3%A1rodn%C3%AD_stupnice_jadern%C3%B4ch_ud%C3%A1lost%C3%AD#/media/Soubor:INES_cs.svg
- Havárie spojené se ztrátou chladiva (LOCA)* [online]. In: . [cit. 2023-04-08]. Dostupné [43] z: <https://atominfo.cz/2013/12/havarie-spojene-se-ztratou-chladiva/>
- ZÁCHA, P. *Jaderná energetika* [online]. In: . 2015 [cit. 2023-05-12]. Dostupné z: [44] <http://energetika.cvut.cz/wp-content/uploads/2018/06/JE-prednaska-04-Zacha-ZS-2015.pdf>
- Chernobyl Accident 1986* [online]. In: . [cit. 2023-03-06]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx> [45]
- Fukushima Daiichi Accident* [online]. In: . [cit. 2023-04-01]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/fukushima-daiichi-accident.aspx> [46]
- Uplynulo 10 let od jaderné havárie na elektrárně Fukušima I* [online]. In: . [cit. 2023- [47] 04-01]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/aktualne/detail/dnes-si-pripominame-10-let-od-jaderne-havarie-na-elektrarne-fukusima-i>
- Japonsko: přírodní katastrofa zasáhla čtyři jaderné elektrárny* [online]. In: . [cit. 2023- [48] 05-12]. Dostupné z: <https://www.osel.cz/5627-japonsko-prirodni-katastrofa-zasahla-ctyri-jaderne-elektrarny.html>
- Informace o zátěžových testech na českých JE* [online]. In: . [cit. 2023-05-02]. Dostupné [49] z: <https://www.sujb.cz/aktualne/detail/informace-o-zatezovych-testech-na-ceskych-je/>
- Vyjádření SÚJB k Sdělení Evropské Komise k výsledkům zátěžových testů* [online]. In: . [50] [cit. 2023-05-11]. Dostupné z: <https://www.sujb.cz/aktualne/detail/vyjadreni-sujb-k-sdeleni-evropske-komise-k-vysledkum-zatezovych-testu/>
- LUDVÍK, L. *Přehled a analýza opatření provedených na základě výsledků zátěžových testů na jaderných elektrárnách u nás a ve světě*. Brno, 2014, 60 s. Bakalářská práce. [51] Ústav elektroenergetiky FEKT VUT v Brně. Vedoucí práce Ing. Karel Katovský, Ph.D.

- [52] *Nuclear Power in Japan* [online]. In: . [cit. 2023-05-11]. Dostupné z: <https://world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-g-n/japan-nuclear-power.aspx>
- [53] *After 18 years, Europe's largest nuclear reactor starts regular output* [online]. In: . [cit. 2023-05-02]. Dostupné z: <https://www.reuters.com/world/europe/after-18-years-europes-largest-nuclear-reactor-start-regular-output-sunday-2023-04-15/>
- [54] List of commercial nuclear reactors. In: *Wikipedia: the free encyclopedia* [online]. San Francisco (CA): Wikimedia Foundation, 2001 [cit. 2023-05-02]. Dostupné z: https://en.wikipedia.org/wiki/List_of_commercial_nuclear_reactors
- [55] PAVLÍČEK, M. *Přístupy k zajištění jaderné bezpečnosti u reaktorů 3. generace*. Brno, 2010. Diplomová práce. Vysoké učení technické v Brně, Fakulta strojního inženýrství. Vedoucí práce Prof. Ing. Oldřich Matal, Csc.
- [56] *Partnerství pro budoucnost: Technologie Westinghouse AP1000® a Česká republika* [online]. In: . [cit. 2023-05-03]. Dostupné z: <https://allforpower.cz/jaderna-energetika/partnerstvi-pro-budoucnost-technologie-westinghouse-ap1000-a-ceska-republika-665>
- [57] SCHULZ, T.L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant. *Nuclear engineering and design*. Amsterdam: Elsevier B.V, 2006, **236**(14), 1547-1557. ISSN 0029-5493. Dostupné z: doi:10.1016
- [58] *Nuclear Safety - Unequaled Design* [online]. In: . [cit. 2023-05-03]. Dostupné z: <https://www.westinghousenuclear.com/energy-systems/ap1000-pwr/safety>
- [59] *Nuclear Power in Russia* [online]. In: . [cit. 2023-05-05]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear.org/information-library/country-profiles/countries-o-s/russia-nuclear-power.aspx>
- [60] *Construction begins of third unit at Egypt's El Dabaa nuclear power plant* [online]. In: . [cit. 2023-05-05]. Dostupné z: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/Construction-begins-of-third-unit-at-Egypt-s-El-Da>
- [61] *Safety Systems & Features* [online]. In: . [cit. 2023-05-11]. Dostupné z: <https://home.kepco.co.kr/kepco/EN/G/htmlView/ENGEHP00102.do?menuCd=EN07060102>

SEZNAM POUŽITÝCH SYMBOLŮ A ZKRATEK

Zkratka	Význam
AFWS	Auxiliary feed system
AGR	Advanced gas-cooled reactor
BWR	Boiling water reactor
CANDU	CANada Deuterium-Uranium
CMT	Core makeup tank
CSS	Containment spray system
ECCS	Emergency core cooling system
EUR	Evropští provozovatelé jaderných elektráren
FD	Fluidic device
FNR	Fast neutron reactor
GFR	Gas-cooled fast reactor
GIF	Generation IV international forum
HČČ	Hlavní cirkulační čerpadlo
IAEA	International atomic energy agency
INES	International Nuclear Event Scale
IRWST	In-containment refueling water storage tank
LFR	Lead-cooled fast reactor
LOCA	Loss of coolant accident
LWGR	Light water graphite-moderated reactor
MOX	Mixed oxide fuel
MSR	Molten salt reactor
PG	Parogenerátor
PHWR	Pressurised heavy water reactor
PRHR HX	Passive residual heat removal heat exchanger
PWR	Pressurised water reactor
PXS	Passive core cooling systém
RBMK	Reaktor bolšoj možčnosti kanalnyj
RHR	Residual heat removal cooling system
SBO	Station blackout
SCWR	Supercritical water-cooled reactor
SDVS	Safety depressurization and vent system
SFR	Sodium-cooled reactor
SIP	Safety injection pump
SIS	Safety injection system
SIT	Safety injection tank
SMR	Small modular reactor
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
TRISO	TRIsstructural ISOTropic
UHS	Ultimate heat sink
VHTR	Very high-temperature gas reactor
VVER	Vodo-vodní energetický reaktor
WENRA	Western european nuclear regulators's association

SEZNAM OBRÁZKŮ

- Obr. 1 Graf závislosti jednotlivých zemí na jaderné energii [3]
- Obr. 2 Rankineův-Clausiiův cyklus PWR reaktoru [6]
- Obr. 3 Schéma PWR reaktoru [12]
- Obr. 4 Schéma BWR reaktoru [12]
- Obr. 5 Graf využití jednotlivých typů reaktorů v současnosti [12]
- Obr. 6 Generace jaderných reaktorů [15]
- Obr. 7 Schéma bezucpávkového čerpadla [39]
- Obr. 8 Schéma ucupávkového čerpadla [39]
- Obr. 9 Stupnice INES [42]
- Obr. 10 Zbytkový tepelný výkon PWR reaktoru [44]
- Obr. 11 Zbytkový tepelný výkon reaktorů během nehody ve Fukušimě [48]
- Obr. 12 Systém havarijního doplňování a odvodu zbytkového tepla reaktoru EPR [55]
- Obr. 13 Schéma systému pasivního chlazení reaktoru AP1000 [57]
- Obr. 14 Schéma bezpečnostního vstřikovacího systému reaktoru APR1400 [61]

SEZNAM TABULEK

Tab. 1 Cíle pro jaderné energetické systémy IV. generace [32]