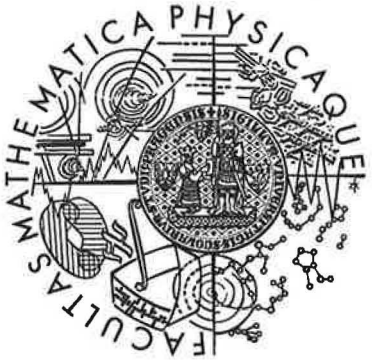
Univerzita Karlova v Praze
Matematicko - fyzikální fakulta

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE



Monika Krpelanová

Principy současných a budoucích jaderných reaktorů

Ústav částicové a jaderné fyziky

Vedoucí bakalářské práce: Mgr. Milan Krtička, Ph.D.

Studijní program: Fyzika, Obecná fyzika

2007

Poděkování: Děkuji za odbornou pomoc svému vedoucímu bakalářské práce Mgr. Krtičkovi, Ph.D. a svému bratrovi a rodičům za trpělivost.

Prohlašuji, že jsem svou bakalářskou práci napsala samostatně a výhradně s použitím citovaných pramenů. Souhlasím se zapůjčováním práce a jejím zveřejňováním.

V Praze dne Monika Krpelanová

Obsah

1 Úvod **5**

1.1 Stavba hmoty 5

1.2 Získávání energie z hmoty 7

1.3 Jaderné štěpení 7

1.4 Jaderná syntéza 8

2 Štěpné jaderné reaktory **10**

2.1 Základní konstrukce jaderného reaktoru 10

2.2 Jaderný reaktor jako součást jaderné elektrárny 11

2.3 Procesy v reaktoru 11

2.4 Dělení reaktorů 12

2.5 Typy energetických štěpných jaderných reaktorů 14

2.6 Typy budoucích štěpných jaderných reaktorů 20

2.7 Jaderné reaktory ve světě 27

2.8 Jaderné reaktory v Slovenské a České republice 30

3 Termonukleární reaktory **32**

3.1 Magnetické držení 32

3.2 Inerciální držení 35

4 Závěr **38**

Literatura 39

Název práce: Principy současných a budoucích jaderných reaktorů

Autor: Monika Krpelanová
Katedra (ústav): Ústav jaderné a částicové fyziky
Vedoucí bakalářské práce: Mgr. Milan Krtička, Ph.D.
e-mail vedoucího: milan.krticka@mff.cuni.cz

Abstrakt: Při jaderných reakcích se uvolňuje značné množství energie. Zařízení na její produkci a využití je jaderný reaktor, instalovaný v jaderných elektrárnách. Zdrojem energie v štěpném jaderném reaktoru je jaderné štěpení palivového materiálu – uranu, thoria nebo plutonia. Je mnoho typů štěpných reaktorů (PWR, BWR, AGR, FBR...) lišících se konstrukčně nebo použitým materiálem (moderátoru, paliva, chladiva) a další typy jsou předmětem intenzivního výzkumu a vývoje. Energie z jaderné fúze se využívá ve fúzních reaktorech, zatím nepoužívaných na průmyslové účely. Fúzní reaktory v magnetickém držení jsou TOKAMAKy, STELLATORy a RFP zařízení pracující s D – T plazmatem. Pohyb a poloha elektricky nabitého plazmatu jsou ovládané magnetickým polem tvořeným několika cívkami. Fúzní reaktory v inerciálním držení mají D – T palivo v tuhém skupenství a syntézní reakci iniciují pulsy vysokoenergetického záření.

Klíčová slova: fúzní a štěpný jaderný reaktor

Title: Principles of present of future nuclear reactors

Author: Monika Krpelanová
Department: Institute of Particle and Nuclear Physics
Supervisor: Mgr. Milan Krtička, Ph.D.
Supervisor's e-mail address: milan.krticka@mff.cuni.cz

Abstract: During the nuclear reactions large quantum of energy is released. The equipment for its production and exploitation is a nuclear reactor, installed in the nuclear power plants. In the fission reactor, the fission reaction of the fuel material – uranium, thorium or plutonium is the source of energy. There are many types of fission reactors (PWR, BWR, AGR, FBR...) differing in construction or appllied material (of moderator, fuel, cooling) and future types are subject of extensive research and development. The energy from fusion reaction is used in fusion reactors not in industrial sector yet. The fusion reactors in magnetic confinement are TOKAMAK, STELLATOR and RFP feature use D – T plasma. The motion and the position of electrically charged plasma are controled by magnetic field formed by number of coils. The fusion reactor in inertial confinement use solid D – T fuel and the pulses of high – energy radiation create fusion reaction.

Keywords: fusion and fission nuclear reactor

Kapitola 1

Úvod

Člověk potřebuje ke svému životu energii. Do počátku 60. let ji získával zejména z chemické reakce hoření přírodních zdrojů. Nastala ale doba, kdy jsme si začali uvědomovat, že tyto zdroje nejsou nevyčerpatelné. Zásoby ropy, uhlí, zemního plynu, dřeva se rapidně zmenšují a nebudou stačit zvyšující se poptávce po ekonomickém i ekologickém zdroji. Alternativní zdroje energie, jako jsou energie solární, větrná, geotermální zatím ani zdaleka nepokryjí současnou potřebu.

Zatím jediná cesta je jaderné energie, kterou budeme získávat pomocí jaderných reaktorů v jaderných elektrárnách.

Od vzniku prvního jaderného reaktoru uběhlo 50 let a nyní už máme celé spektrum konstrukčně i principiálně různých zařízení, které můžeme využívat nejen na výrobu jaderné energie ale i na výzkumné účely.

1.1 Stavba hmoty

Ze všech částic, které jsme doteď objevili, nebo je jenom předpokládáme, si na ilustrativní popis atomu vystačíme s protony, neutrony, elektrony, elektronovými neutriny.

Atom je tvořen atomovým jádrem a elektronovým obalem z elektronů. V jádře se nachází Z protonů (protonové číslo), N neutronů (neutronové číslo), dohromady tedy A nukleonů (nukleononové číslo). Atomy se stejným Z a různým A se nazývají izotopy. Atomy se stejným Z i A se nazývají nuklidy.

Na nukleony v jádře působí odpudivé coulombické síly a jaderné síly, které dohromady tvoří potenciálovou bariéru.

Rozměr atomu je řádově 10^{-10} m, rozměr jádra, určen oblastí, kde převládají přitažlivé síly, můžeme aproximovat vztahem

$$R=r_0 A^{1/3} \text{ m}. \qquad (1)$$

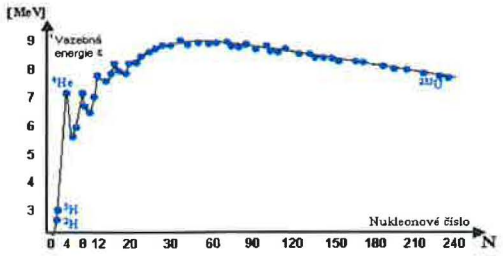
kde $r_0 = (1,3\pm0,2)\cdot10^{-15}$ m.

Rozdíl hmotnosti atomového jádra X a součtu hmotností volných nukleonů vyjadřuje vazebnou energii E_v, která je rovná

$$E_v=(Zm_p+Nm_n-m_x)c^2 \qquad (2)$$

kde m_p, m_n, m_x jsou po řadě hmotnosti protonu, neutronu ($m_p = 1,673.10^{-27}$ kg, $m_n=1,6748\cdot10^{-27}$ kg) a celého jádra X. Je to energie potřebná na rozdělení jádra na protony a neutrony s nulovou kinetickou energií. Při jaderných reakcích může být kladná (tehdy se při rozdělení jádra energie uvolňuje) nebo záporná (energie by se uvolnila opačným procesem – spojením neutronů a protonů a vytvořením jednoho jádra).

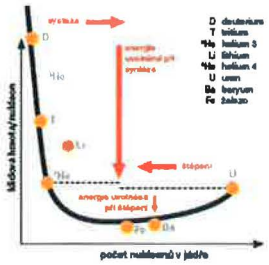
Vazebná energie ε je vazebná energie v přepočtu na jeden nukleon. Její závislost na nukleonovém čísle je znázorněna v grafu 1-1. Největší vazebnou energii ε má železo a prvky s nukleonovým číslem kolem něj. Tyto atomy jsou tedy velmi stabilní.



Graf 1-1: Závislost vazebné energie nukleonu na nukleonovém čísle atomu

1.2 Získávání energie z hmoty

Když si všimneme grafu 1-1, nebo jeho alternativy - graf 1-2, vidíme, že pomocí některých typů jaderných reakcí, při kterých se mění jádra atomů - rozpadají se nebo se slučují, tedy *jaderného štěpení a jaderné syntézy*, lze z některých atomů získávat energii na úkor energie vazebné. Ta se transformuje do kinetické nebo excitační energie produktů a dále se při zpomalování jader produktů a deexcitačního záření mění na energii tepelnou. Až ta se přímo využívá.



Graf 1-2: Závislost průměrné klidové hmotnosti nukleonu v jádře na počtu nukleonů
(Převzato z [12])

Jak je naznačeno v grafu 1-2, syntéza lehkých prvků je energeticky výhodnější než štěpení těžkých jader.

1.3 Jaderné štěpení

Z množství štěpných reakcí nás zajímají energeticky výhodné exotermické reakce těžkých jader štěpených neutrony, při kterých vznikají další nové neutrony:

Záchytem neutronu v jádře nastane jeho excitace a jádro se rozkmitá a deformuje. Při překonání kritické energie excitace se jádro rozštěpí na 2 nové atomové jádra. Velikost excitační energie závisí na konfiguraci jádra.

U lichých isotopů těžkých jader (^{235}U, ^{233}U, ^{239}Pu) potřebnou energii dodá i zachycení pomalého neutronu. Nazývají se štěpitelné nuklidy. U sudých jader (^{232}Th, ^{238}U, ^{240}Pu) je nutno neutronů rychlých, nazývají se prahové nuklidy.

Uvolnená vazebná energie se změní na kinetickou energii jader (a následně na teplo). Jádra také deexcitují vyzářením neutronů a gama kvant. Jsou to okamžité produkty dělení.

Při přebytku neutronů v stabilních těžkých jádrech následně dochází také k β^- a gama rozpadu, kdy jsou emitovány beta a gama částice (jejich energie se mění na teplo), antineutrina (které unikají a jejich energie se nevyužije) a někdy také zpožděné neutrony.

Produkty štěpení stejného nuklidu můžou být různé. Např. ^{235}U se nejpravděpodobněji štěpí na fragment s nukleonovým číslem v intervalu 125 – 155 (nejčastěji 138) a fragment nukleonovým číslem v intervalu 80 – 110 (nejčastěji 95). Příkladem je

$$^{235}_{92}U+n \rightarrow ^{94}_{38}Sr+^{140}_{54}Xe+2n. \quad (3)$$

Během reakce se emitují nové neutrony (n – té generace), které můžou vyvolat štěpení dalších jader a vznik dalších nových neutronů (n + 1 generace). Nastává tedy **řetězová reakce**. Poměr počtu neutronů následující generace k počtu neutronů k ní předešlé generace se nazývá **multiplikační koeficient k**. Podle hodnoty k určujeme stav látky:

$k < 1$: podkritický stav, řetězová reakce zaniká

$k > 1$: nadkritický stav, řetězová reakce se lavinovitě narůstá

$k = 1$: kritický stav, počet neutronů ani uvolněná energie se v čase nemění.

Geometrické rozměry aktivní zóny a množství štěpného materiálu, pro které $k = 1$, se nazývají kritické rozměry a kritická hmotnost. Tento stav je z hlediska jaderných reaktorů s řízenou řetězovou reakcí pro nás nejzajímavější, proto se reaktory konstruují a řídí s ohledem na kritické parametry.

1.4 Jaderná syntéza

Další způsob, jak získat energii z hmoty je jaderná syntéza. Nás zajímá ta část reakcí, které jsou exotermické, při které se slučují jádra lehkých prvků (^1H, ^2H = D, ^3H = T, ^3He, ^6Li, ^7Li) a produkuje se značné množství energie.

Mechanizmus reakce je, že hmota ve stavu plazmatu (soubor atomů s různým stupněm ionizace, negativně nabité elektrony jsou separovány od kladně nabitých jader) se zahřívá nad hranici, kdy kinetická energie jader překoná elektrostatické odpuzování stejně nabitých částic – coulombickou bariéru, a jádra se k sebe přiblíží na vzdálenost $\approx 10^{-13}$cm, srážejí se a slučují.

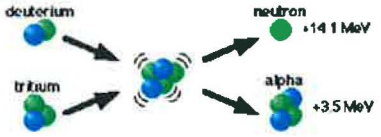
Celková hmota výsledných produktů této reakce je trocha menší, než hmota reaktantů. Rozdíl je na úkor vazbové energie – můžeme si to všimnout i v grafu 1-1 .

Dvě základní fúzní reakce u nichž se předpokládá využití jsou:

D – T: $^2_1H+^3_1H \rightarrow ^4_2He+^1_0n$ (4)

D – D: $^2_1H+^2_1H \rightarrow ^3_1H+^1_1p \rightarrow ^3_2He+^1_0n$ (5)

Většina pozornosti se v současné době soustředí na D- T reakci (potřebná teplota je 10^7-10^9 K udržována minimálně 1 vteřinu), dlouhodobě se ale vkládají naděje do D – D reakce (potřebná teplota je 10^7 K [8]).



Obrázek 1-1: Schéma D – T fúze
(Převzato z [12])

Deuterium se přirozeně nachází ve vodě (asi 30g na 1 m^3 [31]), tritium lzezískávat z reakcí:

$$n + {}^{6}Li \rightarrow T + {}^{4}He \quad (6)$$
$$n + {}^{7}Li \rightarrow T + {}^{4}He + n \quad (7)$$

v klasickém štěpném reaktoru. Zdroje této reakce jsou tedy lehko a levně dostupné, prakticky nevyčerpatelné.

Přirozeně – ve hvězdách, se plazma ve stavu potřebném na průběh termojaderné reakce (teplota , tlak, hustota) udržuje pomocí gravitace. Na vodíkovou syntézu je potřebné minimálně $1{,}98.10^{28}$ kg hmoty (= 0,01 hmoty Slunce).

Uměle na zemi je to pomocí magnetických polí či systému inerciální fúze.

Aby termojaderná reakce vyprodukovala více energie, než je jí třeba na vytvoření plazmatu, je potřebné splnit **Lawsonovo kritérium**, které klade požadavky na hodnotu $\mathbf{n}.\tau_E$, kde **n** je hustota plazmatu a τ_E je doba jeho udržení jeho energie při teplotě **T**. Např. pro D – T syntézu platí: při $T = 2.10^8$ °C je potřeba, aby $n.\tau_E \geq 0{,}5.10^{20}$ $s.m^{-3}$ [11].

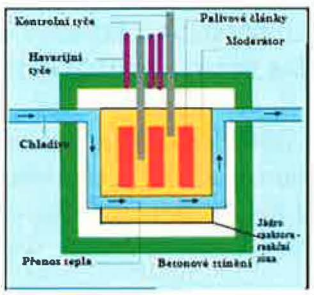
Malá hustota a dlouhá doba udržení je typická pro magnetické držení, velká hustota a malá doba udržení pro inerciální držení.

Kapitola 2

Štěpné jaderné reaktory

Protože termonukleární (fúzní) a štěpné jaderné reaktory se principiálně i konstrukčně liší, budeme se věnovat každému typu zvlášť.

2.1 Základní konstrukce jaderného reaktoru



Obrázek 2-1: Schéma jaderného reaktoru

Konstrukci štěpného jaderného reaktoru můžeme rozdělit na tyto základní části:

- zdrojem energie v reaktoru je štěpná jaderná reakce (*viz kapitolu 1.3*) v **palivových článcích.** Většinou se skládají z 200 až 300 prutů s průměrem asi 1cm a výškou 3 až 4 m. Prut tvoří naskládané válcovité tablety palivového materiálu v obalu ze zirkonové slitiny (Zr + cín, železo, chrom, nikl), která je tvrdá, odolná vůči korozi a dobře propouští neutrony.

- na zpomalování rychlých neutronů z jaderného štěpení v tepelných reaktorech slouží **moderátor**. V rychlých reaktorech není zapotřebí.

- teplo z jádra reaktoru, produkované při jaderné reakci, odvádí **chladivo**, které obklopuje reakční zónu. Musí mít malý účinný průřez pro zachycení neutronů, aby zbytečně nebrzdil reakci.

- množství neutronů v reaktoru, a tedy i rychlost řetězové reakce, se ovládá zasouváním a vysouváním **regulačních tyčí**. Ty jsou zhotoveny z materiálu, který má velký účinný průřez pro absorpci neutronů, jako jsou např. kadmium, hafnium nebo bór.

- **havarijní tyče** mají stejnou funkci jako regulační tyče, používají se ale na úplné zastavení reakce, hlavně v nebezpečných situacích.

- reakční zónu obklopuje **reflektor neutronů,** který zvyšuje efektivitu reaktoru odrážením neutronů.

- **radiační stínění** tvoří vnější vrstvu reaktoru. Má ochrannou funkci oddělovat reaktor od okolí: mechanicky i zachytávat záření, zejména pak v havarijních případech.

2.2 Jaderný reaktor jako součást jaderné elektrárny

Při energetických reaktorech, které jsou součástí jaderných elektráren, je teplo z chladiva využito na výrobu elektrické energie. Výroba je na principu elektromagnetické indukce proudu **v turbogenerátoru**: pohybem turbíny – rotoru turbogenerátoru, na kterém je budící vinutí, se indukuje proměnlivé magnetické pole. To ve vinutí statoru iniciuje vznik indukovaného elektrického proudu.

Pohyb turbíny vzniká předáváním kinetické energie páry:
- u jednookruhových reaktorů je pohonem turbíny v turbogenerátoru přímo chladivo (například pára vzniklá z chladící vody u varných reaktorů),
- u dvouokruhových reaktorů je teplo z chladiva odevzdáváno ve výměníku tepla sekundárnímu okruhu = parogenerátor, a pak se vede na turbínu,
- u tříokruhových reaktorů, kde je chladivem například tekutý sodík, primární radioaktivní sodík z reakční zóny předá teplo ve výměníku sekundárním, již neradioaktivnímu sodíkovému okruhu, a odtud se teplo vede do třetího okruhu s párou a dál na turbínu.

Kromě těchto okruhů je v jaderné elektrárně ještě **chladící okruh**. Slouží na odebíraní nevyužité tepelné energie v kondenzátorech, kam proudí pára po přechodu přes turbínu a kapalní. Voda chladícího okruhu je vedena do chladících věží, kde část z ní uniká do ovzduší a část se vrací zpět do kondenzátoru.

Primární okruh (reaktor, chladivo, moderátor a další zařízení - bezpečnostní a pomocní) je uzavřený v **kontejnmentu** – většinou železobetonová konstrukce. Ta chrání primární okruh před vnějšími vlivy a zároveň izoluje okolí od vlivů primárního okruhu.

Nouzovým zdrojem elektrické energie v elektrárně je **dieselgenerátorová stanice**.

2.3 Procesy v reaktoru

Reaktor se nenachází pořád v kritickém stavu, o kterém jsme se zmiňovali v *kapitole 1.3*. Probíhají v něm dynamické krátkodobé i dlouhodobé změny

Pro časový vývoj **toku neutronů** (a tedy i rychlosti reakce nebo výkonu reaktoru) platí:

$$\Phi(t)=\Phi_0 e^{[(k-1)/(\tau)]t} \qquad (8)$$

kde Φ_0 je tok neutronů v čase t = 0 s, k je multiplikační koeficient a τ střední doba neutronového cyklu (tedy doba oddělující dvě následující generace neutronů, například u tepelných neutronů τ je přibližně 10^{-3}s.

Tento vztah můžeme také zapsat:

$$\Phi = \Phi_0 e^{t/T} \qquad (9)$$

kde **T** je **perioda reaktoru** (doba, za kterou se počet neutronů změní e-krát) dána vztahem:

$$T = \tau/(k-1) \qquad (10)$$

a (k – 1) je přebytek multiplikačního koeficientu.

Rychlost reakce se kontroluje pomocí změn počtu neutronů. Nato se používají materiály absorbující neutrony (Cd, B) ve formě regulačních tyčí zasouvaných a vysouvaných z reakční oblasti.

Stav reaktoru popisuje i **reaktivita**:

$$\rho = (k-1)/k \qquad (11)$$

Z dlouhodobého hlediska změn v reaktoru se například jedná o vyhořívaní paliva, čímž se snižuje multiplikační koeficient. Na regulaci toho se postupně vysouvají regulační tyče. Po nějaké době – **kampaň reaktoru**, ale klesne koncentrace štěpného materiálu natolik, že řetězová reakce by se neudržela a vyhořelé palivové články se nahrazují novými.

Během štěpení se tvoří v reaktoru také nové jádra. Některá z nich, nebo jejich rozpadové produkty (^{135}Xe - xenonová otrava, ^{149}Sm, ^{135}I) neutrony pohlcují a tím snižují reaktivitu – vzniká otrava reaktoru.

2.4 Dělení reaktorů

Jaderné reaktory můžeme dělit dle různých hledisek:

1. Kinetická energie neutronů

- termální reaktory k udržení řetězové reakce využívají termální neutrony s $E_k \approx 0{,}002 - 0{,}5$ eV.

- rychlé reaktory nemají moderátor, rychlost neutronů je $E_k > 1$ MeV, dochází u nich k intenzivnějšímu uvolňování tepla než u termálních reaktorů, proto se jako chladivo používají tekuté kovy.

2. Palivo

- ^{235}U: ve formě slitin, nejčastěji UO_2, obohacené v různé míře, také s příměsí jiných prvků (např. Gd, Br) pro lepší kontrolu reakce.

- ^{239}Pu: se v přírodě kromě stopového množství v půdě nachází v atmosféře (zbytek po nukleárních zbraních), vyrábí se v reaktorech.

- ^{232}Th: v půdě ho je kolem 6 g na 1 tunu půdy, což je asi trojnásobně více než uranu. Po absorpci pomalého neutronu produkuje ^{233}U, který se dále štěpí.

3. Moderátor

- grafit, lehká a těžká voda. Lehká voda neutrony také pohlcuje, proto je reaktor moderovaný lehkou vodou méně účinný.

4. Chladivo

- vodou chlazené reaktory: lehká, těžká, vroucí voda.

- rychlé reaktory chlazené tekutým kovem: např. sodík, draslík nebo jejich kombinace.

- reaktory chlazené plynem: He, CO_2, N.

5. Generace

- reaktory I generace byli hlavně reprezentativního charakteru - jenom jeden reaktor daného typu, například Fermi I, 1942, Chicago.

- reaktory II generace jsou vyvinuté z reaktorů generace I. Jsou to reaktory používané v dnešní době, např.:
PWR (Pressurized Water Reactor),
PHWR (Pressurized Heavy Water Reactor , známe taky jako CANDU),
BWR (Boiling Water Reactor) a
AGR (Advanced Gas-cooled Reactor).

- reaktory III generace jsou opět vylepšením předešlé generace reaktorů. Mají již standardizovaný dizajn, redukovány náklady a stavební čas, provozní čas kolem 60 – ti let. Jsou to např. [31]:

ABWR (Advanced Boiling Water Reactor),
EPR (European Pressurized Reactor),
ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor),
AP - 1000, AP – 600,
IRIS (International Reactor Innovative and Secure).

- reaktory IV generace jsou zatím jenom experimentální, plánované využití je po roku 2021. Hlavní důraz je kladen na bezpečnost a minimalizaci odpadů. Jsou dělené na 6 systémů [1]:
VHTR (Very-High-Temperature Reactor),
SCWR (Supercritical-Water-Cooled Reactor),
MSR (Molten Salt Reactor),
GFR (Gas-Cooled Fast Reactor),
SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor),
LFR (Lead-Cooled Fast Reactor).

6. Konstrukční uspořádání

- **uspořádáním paliva** (homogenní uspořádání: palivo a moderátor jsou smíšené, heterogenní uspořádání: rozmístění palivových článků ve formě tyčí či kapslí)

- provedením **reaktorové nádoby** a **chlazení** (reaktor kanálkového typu, reaktor s tlakovou nádobou, počet okruhů – jednookruhový, dvouokruhový a tříokruhový)

- technickým řešením **regulace** chodu reaktoru atd.

7. Použití

- výroba elektrické energie v jaderných elektrárnách, a to jak v klasických pevninných, tak i v plánovaných „plovuškách" - plovoucích plošinách zakotvených v přístavu. Měli by se používat v Rusku jako zdroj elektřiny, kde jí bude zrovna zapotřebí. První by měla být postavena v Severodvinsku v Archangelském zálivu a zásobí elektřinou půlmilionové město. Rusko jich plánuje postavit přes 30 [2].

- využití tepla z jaderných elektráren pro ohřev domácností nebo průmyslové účely.

- pohon ponorek, ledoborců a letadlových jiných lodí (většinou PWR [17]). Teoreticky se uvažuje o využití jaderného pohonu v kosmických raketách.

- výroba nového paliva (^{239}Pu) z paliva vyhořelého (^{238}U) v množivých reaktorech.

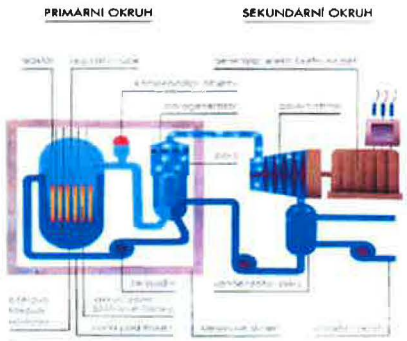
- vědecký výzkum: testování materiálů, tvorba radioaktivních izotopů pro medicínu a průmysl. Reaktory speciálně pro tento účel bývají menších rozměrů.

- produkce materiálu pro jaderné zbraně. Toto využití se považuje za hrozbu a proto má mnoho států negativní postoj k budování jaderných elektráren, např. v Iránu.

2.5 Typy štěpných energetických jaderných reaktorů

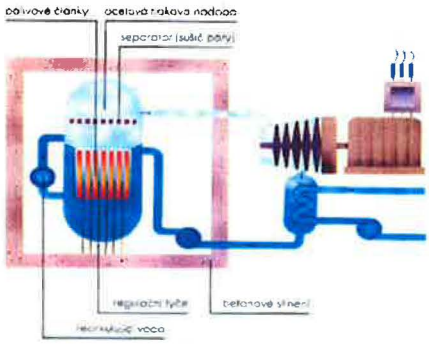
Následující typy jaderných reaktorů jsou používané v jaderných elektrárnách.Tepelné účinnosti elektráren se pohybují přibližně od 20 do 40 %, nejčastěji okolo 30%.

Tlakovodní reaktor PWR (Pressurized Water Reactor) nebo VVER (Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor). Jak vypovídá název, funkci moderátoru i chladiva sehrává obyčejná voda. Je to dnes nejrozšířenějším typem ve světě. Palivem je obohacený uran (80 – 100 tun) ve formě tabletek oxidu uraničitého uspořádaných do palivových tyčí. Výměna paliva probíhá při odstaveném reaktoru zpravidla jednou za jeden až jeden a půl roku. Nahrazuje se 1/3 vyhořelých článků. Teplota vody v reaktoru je asi 325°C, tlak 15,7 MPa.



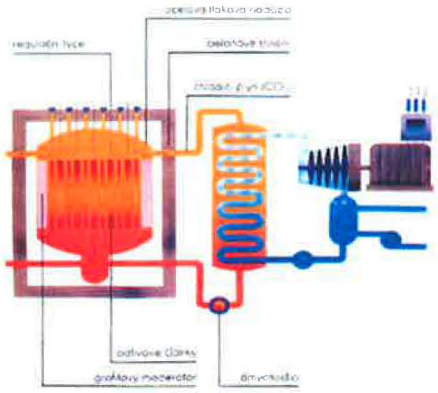
Obrázek 2-2: Tlakovodní reaktor PWR.
(Převzato z [3])

Varný reaktor BWR (Boiling Water Reactor) je druhý nejrozšířenější typ. Palivové tyče jsou tvořeny válečky oxidu. Je to jednookruhový reaktor. Pára z ohřívané vody vzniká přímo v reaktoru a odtud se odvádí k turbíně. Teplota jádra je asi 285 °C, tlak vody v reaktoru je 7 MPa.



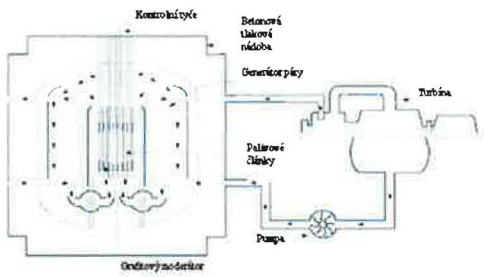
Obrázek 2-3: Varný reaktor BWR.
(Převzato z [3])

Plynem chlazený reaktor Magnox, GCR (Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor) se používá ve Velké Británii a v Japonsku. Palivem je přírodní kovový uran ve formě tyčí pokrytých oxidem magnézia (ang. magnesium oxid = Magnox). Moderátorem jsou grafitové bloky. V nich několik tisíc kanálů, do kterých se umísťují palivové tyče. Obal aktivní zóny tvoří kulová ocelová nádoba s betonovým stíněním. Výměna paliva se dělá za provozu. Chladivem je oxid uhličitý. Teplota CO_2 na výstupu reaktoru je 400°C.



Obrázek 2-4: Plynem chlazený reaktor GCR.
(Převzato z [3])

Pokročilý plynem chlazený reaktor AGR (Advanced Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor) je vyvinutý z reaktoru MAGNOX. Používá se ve Velké Británii a Japonsku, kde je 14 reaktorů. Palivem je uran obohacený izotopem ^{235}U ve formě oxidu uraničitého, Jako moderátor slouží grafit, chladivem je oxid uhličitý. Elektrárna je dvouokruhová. Teplota CO_2 na výstupu reaktoru je 450°C.

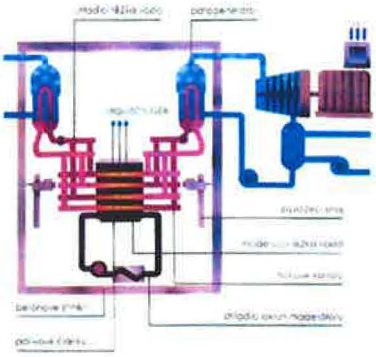


Obrázek 2-5: Pokročilý plynem chlazený reaktor AGR.
(Převzato z [3])

Těžkou vodou moderovaný, lehkou vodou chlazený varný reaktor HWLWR (Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor) v Japonsku. Palivem je přírodní nebo nízko obohacený uran (do 4%).

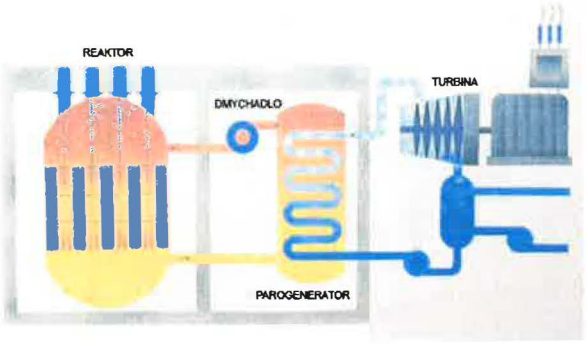
Varný reaktor moderovaný a chlazený těžkou vodou BHWR (Boiling Heavy Water Cooled and Moderated Reactor) – jako palivo se používá přírodní uran.

Tlakový, těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor PHWR (Pressurized Heavy Water Moderated and Cooled Reactor) nebo CANDU (CANada Deuterium Uranium) je reaktor kanadské konstrukce vyvinutý pro štěpení přírodního uranu. Je výsledkem snahy vyhnout se technicky i energeticky náročnému obohacovaní uranu. Palivem jsou válečky z UO_2 uzavřené v krátkých trubkách ze slitiny zirkonia, které tvoří palivové tyčky. Aktivní zónou je nádoba tvaru ležícího válce (tzv. Calandria). Tlakové trubky se umísťují do horizontálních otvorů ze zirkoniové slitiny. Moderátorem je těžká voda v speciálním okruhu, aby její teplota zůstala stále nízká (moderační schopnost se snižuje s teplotou). V tlakových trubkách jsou zasunuty palivové články a kolem nich proudí chladící těžká voda. Chladící plyn proudí kanály kolem palivových tyčí, ohřívá se a je veden do parogenerátorů, ve kterých předává své teplo vodě sekundárního okruhu.



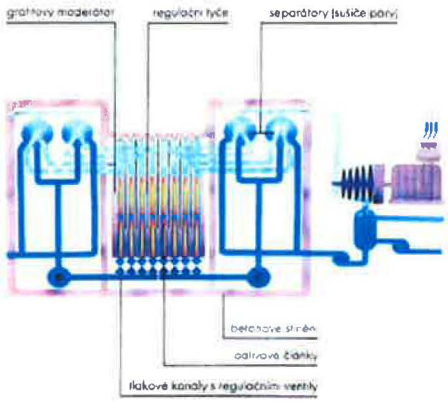
Obrázek 2-6: Těžkovodní reaktor CANDU.
(Převzato z [3])

Těžkou vodou moderovaný a plynem chlazený reaktor HWGCR (Heavy Water Moderated Gas Cooled Reactor) byl postaven v Jaslovských Bohunicích (Slovenská republika). Uveden do provozu byl v roku 1972. Byl vyvíjen tak, aby byl schopen pracovat s neobohaceným uranem (podobně jako CANDU). Uran je naskládaný do palivového proutku pokrytého slitinou hořčíku a berylia. 70 proutků tvoří palivový článek. Aktivní zóna má tvar válcové z hliníkové slitiny s vertikálně palivovými kanály, v kterých jsou palivové články chlazené oxidem uhličitým. Palivo se mění během provozu. Teplota chladícího plynu na výstupu z reaktoru je 420°C. V důsledku množství nehod (a více jak 30 neplánovaných odstavení) od roku 1977 není v provozu.



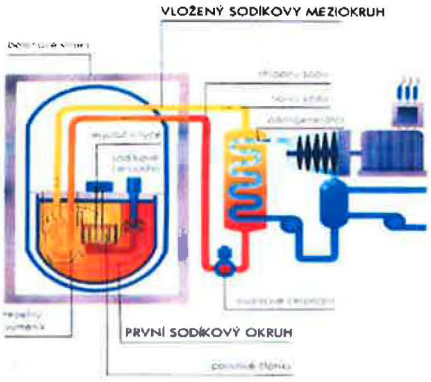
Obrázek 2-7: Těžkou vodou moderovaný a plynem chlazený reaktor HWGCR.
(Převzato z [3])

Reaktor typu LWGR (Light – Water – cooled Graphite – moderated Reactor) známý též pod zkratkou RBMK (Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj). Již první jaderná elektrárna na světě využívala tento typ reaktoru. Po černobylské havárii byla jejich výstavba pozastavena a v současnosti se jich provozuje pouze několik. Palivové válečky z UO_2 jsou palivových prutech ze slitiny zirkonia a niobu. Moderátorem je grafitový válcový blok a kanálky. Ty jsou plněny palivovými pruty. Chladící voda se vhání do kanálků, tam se ohřívá až k bodu varu a spolu s párou proudí do separátorů, kde se pára oddělí a vede se na turbínu. Tato Elektrárna je tedy jednookruhová - v turbínách proudí radioaktivní pára a je nutné je odstínit.



Obrázek 2-8: Reaktor typu RBMK.
(Převzato z [3])

Rychlý množivý reaktor FBR (Fast Breeder Reactor) je v Rusku (BN-600), ve Francii (Superphénix) a Velké Británii. Válečky paliva jsou uzavřené v obalové trubce z nerezavějící oceli. Elektrárna je dvouokruhová. V prvním okruhu se sodík ohřívá v aktivní zóně a čerpá do výměníku tepla. Tam předá teplo sodíku v sekundárním okruhu. Palivo se vysoko obohacuje na 20 až 50% ^{239}Pu (nebo ^{235}U) co má za intenzivnější uvolňování tepla. Aktivní zónu obklopuje ochuzený uran – tvoří plodivou zónu. V ní se neutrony, které se nespotřebovali na štěpení paliva, zachytí na ^{238}U, z něho se stává ^{239}U, a ten se mění na plutonium transmutacemi. Množivý charakter těchto reaktorů spočívá v tom,že v reaktoru se plutonium nejen spotřebuje, ale více ho také vznikne.



Obrázek 2-9: Rychlý reaktor FBR.
(Převzato z [3])

	Hlavní krajiny	Počet	Palivo	Chladivo	Moderátor
PWR	USA, Francie, Japonsko, Rusko	264	obohacené UO_2	voda	voda
BWR	USA, Japonsko, Švédsko	94	obohacené UO_2	voda	voda
PHWR	Kanada	43	přírodní UO_2	těžká voda	těžká voda
AGR & Magnox	UK	18	přírodní uran a obohacený CO_2	CO_2	grafit
RBMK	Rusko	12	obohacené UO_2	voda	grafit
FBR	Francie, Japonsko, Rusko	4	PuO_2 a UO_2	tekutý sodík	nic
ostatní	Rusko	4	obohacené UO_2	voda	grafit

Tabulka 2-1: Reaktorové typy v komerčním užívaní
(*Převzato: Nuclear Engineering International Handbook 2007*)

2.6 Typy budoucích štěpných jaderných reaktorů

Směr vývoje nových jaderných reaktorů – a tedy i jaderných elektráren, má několik základních cílů. Jsou nimi větší bezpečnost, minimalizace nežádoucích vlivů na přírodu, vyloučení vojenského zneužití a v neposlední řadě také lepší ekonomická efektivita.

Zvyšování bezpečnosti se týká nejen jejich aktivních a havarijních složek (elektrické a mechanické operace na příkaz), ale také bezpečnost pasivní: ta by měla zmírnit důsledky případné havárie a spolu s bariérami zabránit úniku látek i v případě selhání aktivních složek. Základem této bezpečnosti jsou absorpční tyče - ty například při přerušení dodávky proudu a nespuštění žádného záložního zdroje působením zemské tíže spadnou do reaktoru a zastaví jadernou reakci. Základní fyzikální principy se využívají pro zlepšení inherentní (přirozené) bezpečnosti: například záporný teplotní koeficient reaktivity - při zvýšení teploty v reaktoru se hůře zpomalují neutrony a štěpí se méně paliva..

Ekonomické hledisko zahrnuje jak ekonomiku provozu (aby náklady byli menší než zisky), tak i celý proces výstavby a ukončení provozu reaktoru a elektrárny. Konstruují se ne tolik finančně nákladné jak dřív.

Ekologičtější reaktory mají například recyklační palivový cyklus, tedy produkují méně odpadu.

Budoucí reaktorové typy patří do Generace III a Generace IV. Můžeme mezi ně zařadit i syntézní reaktory, kterým je věnována samostatná kapitola.

Generace III má standardizovaný stabilnější dizajn pro každý typ pro urychlení poskytnutí licence při nové výstavbě, redukované finanční i časové náklady, delší provozní dobu (kolem 60 – ti let), lepší zabezpečení proti roztátí jádra a minimální efekt na přírodu. Stále více zahrnují mezinárodní spolupráci při konstrukci i cíleném sjednocení bezpečnostních standardů a požadavků. Dělí se do tří skupin: reaktory chlazené plynem, vodou (lehkou a těžkou) a rychlé reaktory.

a) Reaktory chlazené lehkou vodou:

ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) je postaven v Japonsku soukromou společností Hitachi, další se konstruuje a dva jsou v Taiwanu. Palivem je obohacený UO_2 na 3,2 % s příměsí gadolinia.

SYSTEM 80+ je 1300 MW pokročilý tlakovodní reaktor (PWR) s plutoniovým palivem v Kórei.

AP – 600 (Advanced Passive 600 MW reactor) byl vyvinut americkou firmou Westinghouse. K pasivní bezpečnosti tohoto reaktoru přispívá několik věcí. Je to například nízká hustota energie v aktivní oblasti, možnost odvádění tepla přirozenou cirkulací v případě havárie či pasivní sprchový systém využívající vodu s kyselinou boritou aby snížil radioaktivitu též bez elektrické energie. První reaktor tohoto druhu bude zřejmě postaven v maďarském Paksu [8]

ESBWR (Economic Simplified Boiling Water Reactor) má pasivní systém bezpečnosti podpořený gravitací poháněným chlazením jádra reaktoru bez potřeby pump a dalších zařízení. Chladící systém má přirozenou cirkulaci. Je velmi ekonomický a bezpečný.

IRIS (International Reactor Innovative and Secure) je tlakovodní reaktor firmy Westinghouse. Parogenerátor, primární chladící systém, palivo, kontrolní tyče, mechanizmus pro kontrolní tyče, neutronový reflektor má uvnitř velké tlakové nádoby. Při nehodě nastává přirozená cirkulace tepla.

APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) kombinuje aktivní a pasivní chladící systém. Americká verze má plánovaný výkon 1700 MW, dvouletý palivový cyklus a tepelnou účinnost kolem 40%.

EPR (European Pressurized Reactor) - výkon je plánovaný přes 1700 MW. První reaktory tohoto typu by měli být ve Finsku a Francii.

Mezi nové typy patří také malé ruské reaktory s plánovaným využitím na plovoucích plošinách [2]:

ABV je tlakovodní reaktor o výkonu 10 MW, s průměrem 2,2m, výškou 7,5m.
VBER je tlakovodní reaktor o výkonu 110 MW, s průměrem 12,5m, výškou 3,7m. Reaktor, průtočné parní generátory a čerpadla jsou umístěné v jedné nádobě.
KLT – 40S je tlakovodní reaktor o výkonu 40 MW, má dva chladicí okruhy, parogenerátor je tvořen systémem „trubka v trubce". Palivo keramického typu obsahuje uran obohacený téměř na 20%. Pára vystupující z parogenerátoru má 300 stupňů.

b) Reaktory chlazené těžkou vodou:

jsou vylepšením reaktoru CANDU (PWHR). Je to například

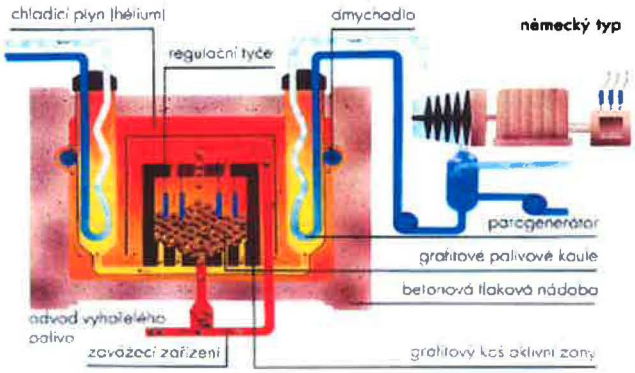
ACR – 1000 (Advanced Candu Reactor) a nízkotlakový
AHWR (Advanced Heavy Water Reactor) vyvíjený v Indii, který má uranovo – thoriové palivo.

c) Reaktory chlazené plynem:

používají jako chladivo He s výstupní teplotou přes 950 °C. Teoreticky můžou jako palivo používat nejen obohacený uran, ale také směsi: vysoko obohacený uran s Th, ^{233}U s Th nebo Pu s Th. Jejich tepelná účinnost by měla být přes 40 %.

GT – MHR (Gas Turbine - Modular Helium Reactor) – je plynným héliem chlazený, grafitem moderovaný reaktor ve vývoji USA, Japonska a Ruska. Cylindrické prstencové jádro pozůstává z 102 hexagonálních grafitových palivových článků [7]. Článek je z grafitového bloku, ve kterém jsou kanálky s palivovými proutky, které jsou obalené žáruvzdorným materiálem, díky čemu se dosahuje vysoká teplota štěpných produktů (jejich struktura je jako u kamínku v PBMR). Mezi články jsou kanálky pro chladící hélium a kontrolní tyče. Grafitový reflektor je kolem i uvnitř jádra. V jádře je negativní teplotní koeficient reaktivity a nízká hustota energie, co zvyšuje inherentní bezpečnost reaktoru.

PBMR (Pebble Bed Modular Reactor) nebo také **Vysokoteplotní reaktor HTGR (High Temperature Gas Cooled Reactor)** patří mezi perspektivní vysokoteplotní reaktory. Tyto reaktory jsou zatím vyvinuty pouze experimentálně v Německu, USA a Velké Británii. Možnost dosahovat vysokých teplot je dána především skutečností, že tvar palivových článků nepodléhá tolik deformaci vlivem teploty jako běžně používané pruty: mikrokuličky paliva jsou obalené třemi pevnými vrstvami karbidu křemíku a uhlíku, takže celkový průměr mikročlánku dosahuje asi 0,9 mm. Zhruba 20 000 mikrokuliček je smícháno s grafitových práškem (moderátor) a zformováno do velikosti tenisového míčku, nazývaného též kamínek (pebble). Palivové koule jsou volně sypány do válcové aktivní zóny. Na jejím dně jsou zase postupně odebírány. Tento proces se stále opakuje (každý kamínek ním projde asi 6 krát [29]) a vyhořelé palivo je přitom nahrazováno novým. Ve Spojených státech používají místo koulí šestiúhelníkové bloky a aktivní zónu pak tvoří kompaktní válec poskládaný z těchto bloků [16]. Chladivem je helium prohánění skrze aktivní zónu. Výhodou helia je, že je dobrý přenašeč tepla a málo reaktivní v jaderných i chemických procesech.



Obrázek 2-10: Vysokoteplotní reaktor HTGR německého typu
(Převzato z [3])

d) Rychlé reaktory:

vylepšují FBR – jednou z vlastností je tedy produkce palivového materiálu. Jsou chlazené sodíkem, olovem nebo olovem s příměsí bismutu s vysokým bodem varu a bez moderačních vlastností. Typicky používají kontrolní tyče z karbidů bóru a pracují při téměř atmosférickém tlaku. Mají negativní teplotní koeficient. Ty novější jsou:

PFBR (Prototype Fast Breeder Reactor) konstruovaný v Indii s možností thoriového nebo plutoniového paliva,
ENHS (Encapsulated Nuclear Heat Source) vyvíjený v Kalifornii, nebo série typu
STAR (Secure Transportable Autonomous Reactor), které jsou chlazené přirozenou cirkulací.

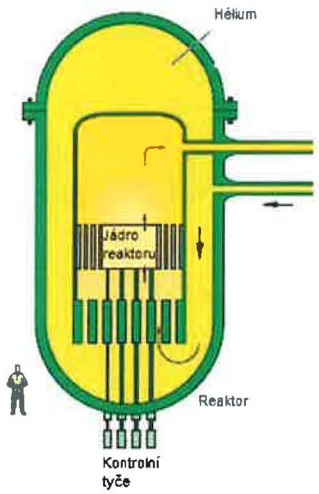
Generace IV: do této generace patří reaktorové systémy v tabulce 2-2, která také shrnuje jejich palivo, materiál, teplotu chladiva na výstupu a druh štěpných neutronů.

				Stavebný materiál	
Systém	**Neutrony, teplota chladiva na výstupu**	**Palivo**	**Plášť**	**V jádře**	**Mimo jádra**
GFR	rychlé, 850°C	MC/SiC	keramický	žáruvzdorné kovy a slitiny, keramika, ODS nádoba, F - M	primární okruh: slitiny na báze Ni, turbína: slitiny na báze Ni nebo ODS
LFR	rychlé, 550 °C a rychlé 800 °C	MN	keramický, žáruvzdorné slitiny nebo křemičitý F - M	nic	keramika, žáruvzdorné slitiny, Ni – austenitický materiál
MSR	termální, 700 - 800 °C	soli	nepoužitý	keramika, žáruvzdorné kovy, slitiny na báze Mo - Ni, grafit,	slitiny na báze Mo - Ni
SFR (kov)	rychlé, 520 °C	U - Pu - Zr	F - M	F - M trubice	železný nebo austenitický materiál
SFR (MOX)	rychlé, 550 °C	MOX	ODS	F - M trubice	železný nebo austenitický materiál
SCWR termální	termální, 550 °C	UO_2	F - M, ODS	stejné jako plášť	F - M
SCWR rychlý	rychlé, 550 °C	MOX	F - M, ODS	stejné jako plášť	F - M
VHTR	termální, 1000 °C	TRISO, UOC v grafitových výliscích, ZrC obal	ZrC a grafit	grafit, PyC, SiC, ZrC nádoba, F - M	primární okruh: superslitiny na báze Ni, turbína: slitiny na báze Ni nebo ODS

F – M: Feriticko – martenzitická nerezavějící ocel
ODS: ocel zesílená dispergovaným kysličníkem
MN: (U, Pu)
MC: (U, Pu)C
MOX: (U, Pu)O_2

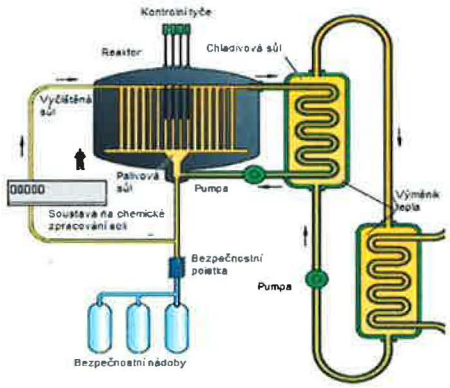
Tabulka 2-2 : Reaktorové systémy Generace IV
(Převzato z [1])

GFR (Gas-Cooled Fast Reactor) díky využití rychlých neutronů a úplné recyklace aktinidů minimalizuje produkci radioaktivních izotopů s velkým polčasem rozpadu. Chladivem je plyn (například He nebo CO_2). Účinnost héliového cyklu těchto reaktorů je kolem 48%.



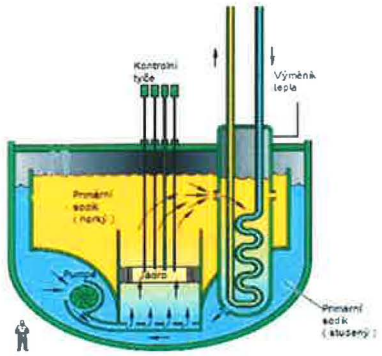
Obrázek 2-11 : Schéma systému GFR
(Převzato z [1])

MSR (Molten Salt Reactor): palivem jsou fluoridy uranu, thoria nebo plutonia rozpuštěné v tekuté fluoridové směsi (zejména Na a Zr fluoridy). Soli proudí přes jádro, kde probíhá štěpení a výroba energie. Pak se vedou přes chemickou čističku. Část solí se vrací do jádra, část pokračuje k výměníku tepla, kde odevzdá teplo chladivové soli. Tepelná účinnost je kolem 44 – 50%. Moderátorem je grafit. Výměna paliva probíhá za provozu.



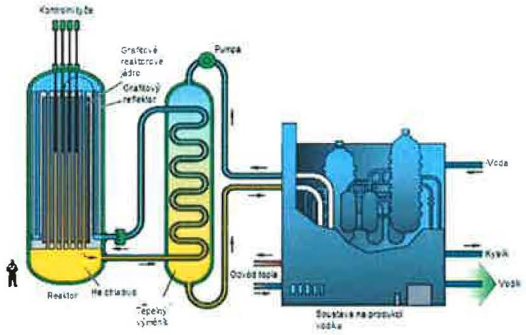
Obrázek 2-12: Schéma systému MSR
(Převzato z [1])

SFR (Sodium-Cooled Fast Reactor): reaktory chlazené tekutým kovem patří mezi technologicky nejrozvinutější z Generace IV. Mají uzavřený recyklační palivový systém. Pracují při atmosférickém tlaku, co zvyšuje jejich bezpečnost. Primární sodík ohřívaný v jádru reaktora odevzdává teplo sekundárnímu sodíku (který je vyčištěný a neradioaktivní), který až pak ohřívá vodu.



Obrázek 2-13: Schéma systému SFR
(Převzato z [1])

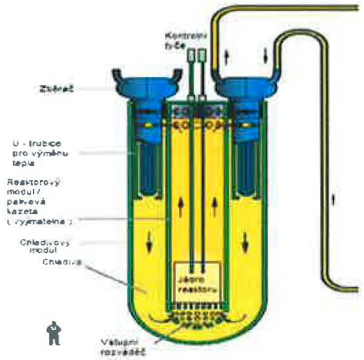
VHTR (Very-High-Temperature Reactor) je dalším krokem ve vývoji plynem chlazených reaktorů. Může produkovat kyslík z vody termochemickými jodo – sírovými procesy. Při výstupní teplotě chladiva 1000 °C produkuje elektřinu asi s 50% účinností.



Obrázek 2-14: Schéma systému VHTR na produkci vodíku
(Převzato z [1])

SCWR (Supercritical-Water-Cooled Reactor) pracuje s vodou, která je ve stavu termodynamického kritického bodu: 374 °C a 22,1 MPa. Účinnost tohoto typu může dosáhnout 44%.

LFR (Lead-Cooled Fast Reactor) je chlazený tekutými slitinami Pb nebo Pb – Bi. Chladivo prochází přes U - trubice umístěné v horní části reaktoru, kde odevzdává teplo zběrníkům, a vrací se spět do dolní části reaktoru, kde proudí přes jádro a ohřívá se. Má dlouhý palivový cyklus 15 – 20 let.



Obrázek 2-15: Schéma systému LRF
(Převzato z [1])

2.7 Jaderné reaktory ve světě

Nejvýkonnější a nejvíc "viditelné" jaderné reaktory jsou ty v elektrárnách. Malým experimentálním reaktorům a reaktorům jenom na vědecké účely je věnována menší pozornost. Proto se budeme v této části o jaderných reaktorech ve světě věnovat jenom reaktorům v jaderném energetickém průmyslu.

Tendence jaderné energetiky ve světě jsou víceméně černobílé. Na jedné straně jsou to přísné hlasy ekologických aktivistů a greenpeace, kteří jsou zásadně proti, na straně druhé jsou představitelé některých vlád a vědci, kteří berou v úvahu i jiné aspekty věci než jenom prvotní dopad na přírodu v úzkém úhlu pohledu.

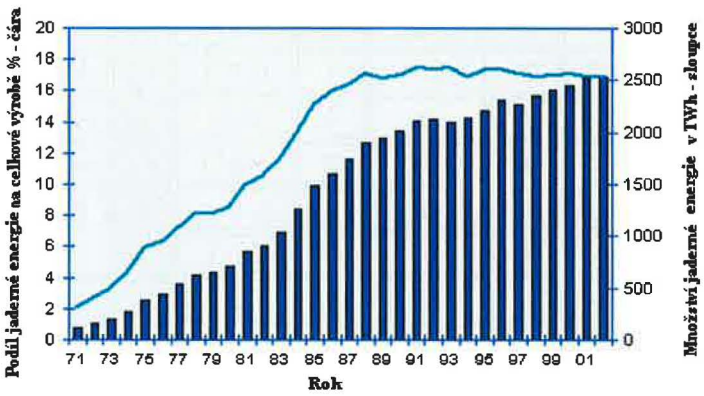
Odpůrci jaderné energie upozorňují na úpadek v této oblasti v 21. století – na přehnaně optimistické plány ve výstavbě elektráren v minulosti, které měli dodávat levnou, bezpečnou, spolehlivou a nevyčerpatelnou energii, zatímco reálná výstavba plánům neodpovídá ani zdaleka [9]. Mnohé krajiny svůj jaderný program nerozvíjí (Rakousko) nebo úplně zastavili (Itálie).

Jejich nejsilnějšími argumenty zůstávají toxický jaderný odpad, bezpečnost elektráren, neekonomickost jaderné energie (náklady na výstavbu jaderné elektrárny v období 70. a 80. let prudce stoupli [4]) a Černobyl (1986).

Faktem ale zůstává, že jaderná energetika má i přednosti:
- snižování produkce CO_2 a omezení dalších atmosférických emisí
- dostatečné zásoby paliva (hlavně thoria) a jejich dalšího možného využití, tak prakticky nevyčerpatelné zásoby vody pro budoucí termojaderné elektrárny
- nejnižší výrobní náklady (zahrnující palivo, provoz a výstavbu) na 1 kWh vyrobené elektrické energie oproti jiným zdrojům [5]

a proto se dále nejen udržuje, ale i postupuje vpřed.

Vývoj jaderné energetiky vypadal v letech 1971 - 2001 následovně:



Graf 2-1: Produkce jaderné energie ve světě.
(Převzato z [31])

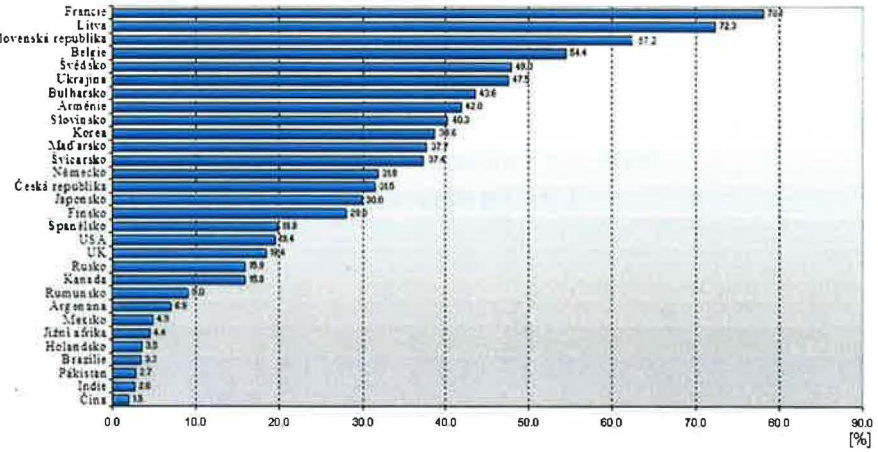
Je vidět, že množství produkce jaderné energie neustále stoupá, podíl v poslední době stagnuje, co by ale měl změnit plánovaný rozvoj, který naznačuje i další tabulka, která monitoruje jak současný stav počtu jaderných reaktorů ve světě, tak i počet plánovaných:

	Výroba jaderné energie v roku 2006		Pracující reaktory		Právě konstruované reaktory		Schválené plánované reaktory		Teoreticky plánované reaktory		Množství uranu potřebné v 2007
	TWh	%	No.	MW	No.	MW	No.	MW	No.	MW	tun
Argentina	7,2	6,9	2	935	1	692	0	0	1	700	135
Arménie	2,4	42	1	376	0	0	0	0	1	1000	51
Belgie	44,3	54	7	5728	0	0	0	0	0	0	1079
Brazílie	13	3,3	2	1901	0	0	1	1245	4	4000	338
Bulharsko	18,1	44	2	1906	0	0	2	1900	0	0	255
Česká republika	24,5	31	6	3472	0	0	0	0	2	1900	550
Čína	51,8	1,9	11	8587	4	3170	23	24500	54	42000	1454
Egypt	0	0	0	0	0	0	0	0	1	600	0
Finsko	22	28	4	2696	1	1600	0	0	0	0	472
Francie	428,7	78	59	63473	0	0	1	1630	1	1600	10368
Holandsko	3,3	3,5	1	485	0	0	0	0	0	0	112
Indie	15,6	2,6	17	3779	6	2976	4	2800	15	11100	491
Indonésie	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4000	0
Irán	0	0	0	0	1	915	2	1900	3	2850	143
Izrael	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1200	0
Japonsko	291,5	30	55	47577	2	2285	11	14945	1	1100	8872
Jižní Korea	141,2	39	20	17533	1	950	7	8250	0	0	3037
Jižní Afrika	10,1	4,4	2	1842	0	0	1	165	24	4000	332
Kanada	92,4	16	18	12595	2	1540	4	4000	0	0	1836
Kazachstán	0	0	0	0	0	0	0	0	1	300	0
Litva	8	69	1	1185	0	0	0	0	1	1000	134
Maďarsko	12,5	38	4	1773	0	0	0	0	0	0	254
Mexiko	10,4	4,9	2	1310	0	0	0	0	2	2000	257
Německo	158,7	32	17	20303	0	0	0	0	0	0	3486
Pákistán	2,6	2,7	2	400	1	300	2	600	2	2000	64
Rumunsko	5,2	9	1	655	1	655	0	0	3	1995	92
Rusko	144,3	16	31	21743	5	2720	8	9600	18	21600	3777
Severní Korea	0	0	0	0	0	0	1	950	0	0	0
Slovensko	16,6	57	5	2064	2	840	0	0	0	0	299
Slovinsko	5,3	40	1	696	0	0	0	0	1	1000	145

	Výroba jaderné energie v roku 2006		Pracující reaktory		Právě konstruované reaktory		Schválené plánované reaktory		Teoreticky plánované reaktory		Množ-ství uranu po-třebné v 2007
	TWh	%	No.	MW	No.	MW	No.	MW	No.	MW	tun
Španielsko	57,4	20	8	7442	0	0	0	0	0	0	1473
Švýcarsko	26,4	37	5	3220	0	0	0	0	0	0	575
Švédsko	65,1	48	10	9076	0	0	0	0	0	0	1468
Turecko	0	0	0	0	0	0	3	4500	0	0	0
Ukrajina	84,8	48	15	13168	0	0	2	1900	20	21000	2003
US	69,2	18	19	10982	0	0	0	0	0	0	2021
USA	787,2	19	103	98254	1	1155	2	2716	21	24000	20050
Vietnam	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Svět	**2658**	**16**	**437**	**370040**	**30**	**22398**	**74**	**81601**	**182**	**151345**	**66529**

Tabulka 2-3: Počty reaktorů, jejich výkon v roce 2006 a instalovaný výkon ku květnu 2007 v jednotlivých zemích
(Převzato z [31])

Jaderná energie také zastává významný podíl v celkové produkci energie v mnoha zemích:



Graf 2-2: Podíl jaderné energie na celkové produkci v jednotlivých zemích v roku 2006
(Převzato z [28])

2.8 Jaderné reaktory v Slovenské a České republice

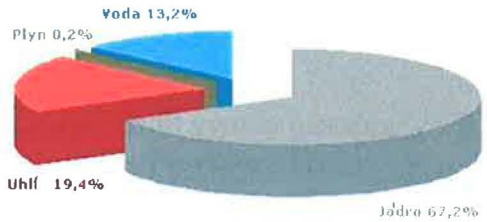
Slovenská republika

V současné době má Slovenská republika v provozu 5 jaderných reaktorů VVER 440 (typu V - 230 a V - 213) s celkovým instalovaným výkonem 2200 MW, a to 3 reaktory v Atomové elektrárně (AE) Bohunice a 2 reaktory v Atomové elektrárně Mochovce. Palivem je 42 tun UO_2 (3,3 – 3,6 - 4 % obohacený ^{235}U) na reaktor [30], v AE Mochovce od roku 2006 s příměsí Gd.

AE Mochovce byla plánovaná jako čtyřbloková, ale výstavba 3. a 4. bloku byla pozastavena. První energii začala dodávat v letech 1998 a 1999. Nyní se uvažuje o jejich dostavbě a uvedení do provozu v roku 2012 . Podle metodiky hodnocení, kterou vypracoval americký institut jaderných provozovatelů (INPO) patří za rok 2004 AE Mochovce 3. místo mezi elektrárnami typu VVER [30].

AE Bohunice je tvořena dvěma jadernými elektrárnami – V1 a V2, uvedených do provozu v letech 1980 až 1985. Každá má dva bloky. Ve V1 byl reaktor experimentální HWGCR, ale kvůli častým poruchám byl v roce 1977 odstaven.

Podílem jaderné energie na celkové výrobě se Slovenská republika řadí na 3. místo ve světě (viz také graf 2-2).



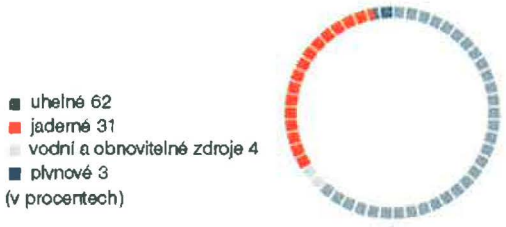
Graf 2-3: Podíl primárních energetických zdrojů na dodávce elektřiny z vlastních zdrojů v Slovenské republice v r. 2006
(Převzato z [30])

Česká republika

Česká republika má 2 jaderné elektrárny se 6-ti reaktory s celkovým instalovaným výkonem 3472 MW [31] , a to 2 reaktory VVER 1000 (typu V – 230) v Temelíně, uvedené do provozu v roce 2002 a 2003, a 4 reaktory VVER 400 (typu V - 213) v Dukovanech, uvedené do provozu v letech 1985 – 1988.

Jaderná elektrárna Dukovany (EDU) má více než 80% použitých zařízení vyrobeno v ČR [18]. Palivem je ^{235}U obohacen na 4,25 %. V současné době vrcholí přechod na pětiletý palivový cyklus [10]. V areálu EDU jsou kromě čtyř reaktorových bloků další dvě jaderná zařízení: sklad použitého jaderného paliva a úložiště nízko a středně radioaktivních odpadů.

Jaderná elektrárna Temelín (ETE) má 19,4 % podíl na výrobě elektřiny. V roce 2006 vyrobila přes 12 mil. MWh elektrické energie [10]. Často se zmiňuje v souvislosti s vysokou poruchovostí. Závažnější je problém deformací palivových tyčí, který vyřeší nový typ paliva se zpevněnými palivovými články, který by měl být v elektrárně instalovaný v roce 2010 [19].



Graf 2-4: Podíl výroby elektřiny v ČR v r. 2006
(Převzato z [10])

Obě republiky jsou od roku 1993 členy NPT (Nuclear Non – Proliferation Treaty) jako státy bez nukleárních zbraní [31].

Kapitola 3

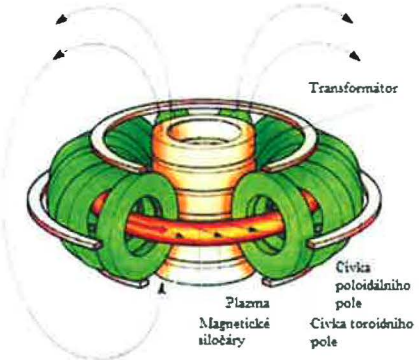
Termojaderné reaktory

V termojaderných reaktorech by se měla energie z řízené syntézy jader lehkých prvků ve stavu plazmy, konkrétně z D – T reakce (*viz kapitolu 1.4*). Konstrukčně byly nalezeny dvě řešení manipulace s plazmou o teplotě 10^7-10^9 K: pomocí magnetických polí a pomocí systému inerciální fúze, podle kterých se také termojaderné reaktory dělí.

3.1 Magnetické držení

Zařízení s magnetickým držením využívá jednak faktu, že plazma se skládá z elektricky nabitých částic a tudíž jejich pohyb ovlivňuje magnetické pole, a také faktu, že plazma je elektrický vodivá a změny magnetického pole v ní indukují proudy, čímž se zahřívá. Nejlepší pole je toroidní, protože jeho siločáry mají tvar uzavřených křivek podél toroidu. Toroidní pole se vylepšuje na něj kolmým poloidálním polem, takže siločáry výsledního pole mají tvar spirál. Konstrukce toroidního pole se používá v tokamaku, stellatoru a RFP zařízeních.

Tokamak (toroidalnaja kamera s magnitnimi katuškami) byl vyvinut již v r.1951 týmem pod vedením A.D.Sacharova a I.E.Tamma v Kurčatovových jaderných laboratořích v bývalém SSSR [14]. Kolem toroidní komory je navinuta cívka, která vytváří magnetické pole. Komora je „navlečená" na feromagnetické jádro transformátoru, jehož primární vinutí je napájeno střídavým proudem. V sekundárním obvodu, což je vlastně prstenec plazmatu, se pak indukuje proud (u větších zařízení i několik miliónů ampér [14]), který nejen zahřívá plazmu, ale slouží i jako zdroj poloidálního magnetického pole. Výsledné pole tedy tvoří „magnetickou komoru", v níž se plazma pohybuje dostatečnou dobu s dostatečnou teplotou na vznik a udržení termojaderné fúze.

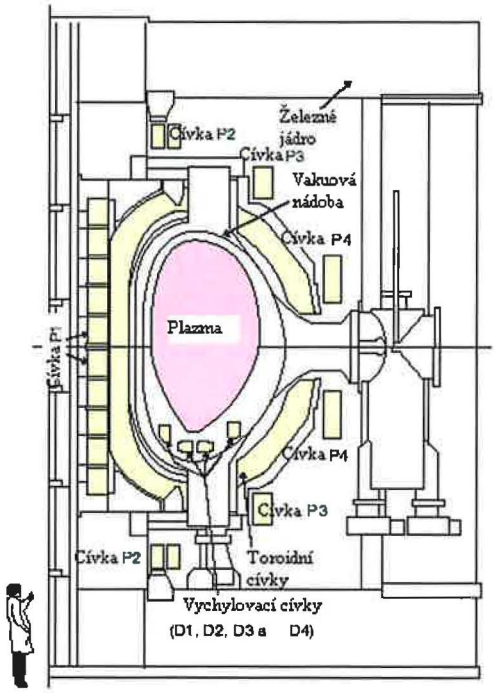


Obrázek 3–1: Schéma tokamaku
(Převzato z [20])

Tokamak pracuje v cyklickém pulsním režimu. Na počátku cyklu se do vakuované toroidní komory napustí ionizovaný plyn D+T o hustotě cca $10^{15\text{-}18}$ částic/cm^3 a zahřeje se na teplotu potřebnou k reakci [14]. Po její proběhnutí se komora odčerpá a následuje další puls. Teplo se odvádí chladivem (voda, berylium, litium) ze stěn komory a z obalu tokamaku (kam pronikají neutrony). Tepelná a mechanická námaha stěn způsobuje nebezpečí poškození stěn.

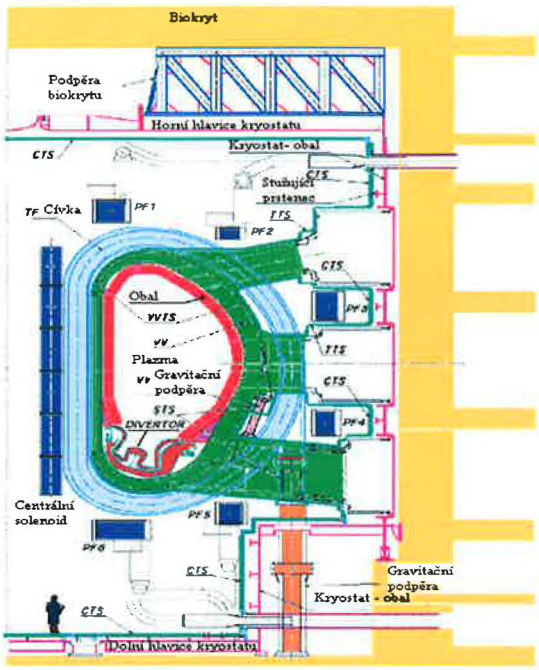
Největší tokamaky jsou TFTR (Tokamak Fusion Test Reactor) v Pricetonu v USA a JET (Joint European Torus) v Culhame v UK.

JET byl poprvé zprovozněn na výrobu energie v roce 1991 [13]. Používá palivo z deuteria a tritia (50 – 50 %). Za 2s je schopen vyrobit 16 MW. Průměr toroidní trubice je 2,96 m, teplota plazmy 250 miliónů °C, proud tekoucí plazmou dosahuje 3 – 7 MA [20]. Magnetické pole je tvořeno 32 cívkami s měděným vinutím.



Obrázek 3-2: Schéma průřezu JET
(Převzato z [25])

ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) je projekt připravován od roku 1988 v spolupráci evropských i mimoevropských zemí. Má celkový poloměr 10,7 m, více jak 800 m^3 plazmy, magnetické pole 5,3 T, má produkovat 500 MW [23]. Energie se odvádí divertorem, obalem a pomocí otvorů, které také zprostředkují přístup k plazmě. Biokryt – vnější obal celého zařízení, je tvořen betonovou konstrukcí na odstínění záření. Tepelné štíty jsou z nerezavějící ocele chlazené plynným héliem. Kontaktní obal s plazmou (na obrázku 3-3 červeně) je tuhý radiálně ale flexibilní transverzálně. Je konstruován z beryliového pancíře připevněného k měděné podložce, namontované na podpěře z nerezavějící oceli. Kryostatová nádoba slouží jako druhá (po vakuové nádobě) a vnější tepelná bariéra .



Obrázek 3-3: Schéma průřezu ITER: PF – cívky poloidálního pole, TF – cívka toroidního pole, VV – vakuová nádoba, CTS, TTS, STS – tepelné štíty
(Převzato z [23])

Stellator má spirálovité magnetické pole složitě tvořené sérií cívek. Hlavní rozdíl od tokamaku je, že v plazmatu neteče proud, takže nehrozí poškození stěn a může pracovat nepřetržitě. Na druhou stranu ale nedrží plazma tak spolehlivě. Navrhl ho v roce 1951 Lyman Spitzer. Největší stellator – LHD (Large Helical Device) byl postaven v japonském National Institute of Fusion Research a začal pracovat v roku 1998. Další, s rozměry srovnatelnými s tokamaky je – Wendelstein W7- X v Německu a také TJ – II ve Španělsku, oba s dobou výboje 30 minut [11].

RFP (Reversed Field Pinch) zařízení má stejné toroidní a poloidální komponenty jako tokamak, ale proud tekoucí v plazmatu je mnohem větší a toroidní pole v plazmatu mění svůj směr. Navíc je potřeba přídavné zařízení na dodatečné ohřev plazmatu. RFP zařízení je v Itálii.

název	stát	R_o [m]	a [m]	B_t [T]	I [MA]	Q
ITER	Mezinárodní	6,2	2	5,3	17	10
JET	EU	2,96	1,25	4	7	0,65
JT-60U	Japonsko	3,4	1	4,5	6	
TFTR	USA	2,62	0,97	5,9	3	0,25
DIII-D	USA	1,67	0,67	2,1	3	
MAST	Spoj. království	0,85	0,65	0,5	2	
ASDEX U	Německo	1,65	0,8	3,9	2	
ToreSupra	Francie	2,25	0,7	4,5	2	
T-15	Rusko	2,43	0,7	3,5	2	
KSTAR	Korea	1,8	0,5	3,5	2	
Alcator C-mod	USA	0,67	0,22	8,07	1,5	
HT-7U	Čína	1,75	0,4	4	1,5	
TCV	Švýcarsko	0,88	0,24/1,39	1,43	1,2	
FT-U	Italie	0,92	0,31	7,5	1,2	
NSTX	USA	0,85	0,67	0,6	1	
TEXTOR	Německo	1,75	0,5	2,8	0,8	
Alcator C	USA	0,64	0,16	13	0,8	
TRIAM-1M	Japonsko	0,8	0,12/0,18	8	0,42	
SST-1	Indie	1,1	0,2	3	0,22	
HL-1	Čína	1,02	0,2	5	0,135	
T-10	Rusko	1,5	0,39	5	0,45	
CASTOR	Česko	0,4	0,1	1,5	0,025	

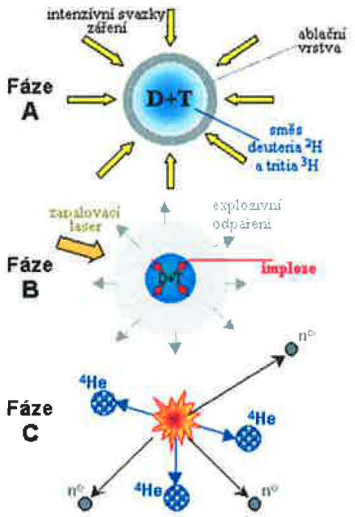
R_o= hlavní poloměr, a = vedlejší poloměr, B_t = magnetické pole, I = proud plazmatem, Q = poměr fúzního výkonu k výkonu ohřevu (u ITER uvedena projektová hodnota, u JET a TFTR dosažená rekordní hodnota)

Tabulka 3-1: Přehled největších světových tokamaků
(Převzato z [11])

3.2 Inerciální držení

Novější způsob získávání energie z termojaderné reakce je pomocí inerciálního držení. Poprvé byl navržen v roce 1962.

Malé množství paliva (kuličky směsi D + T, s hmotností kolem 10 mg a průměrem několika milimetrů) se umístí do terče a ozařuje se pulsy vysoko energetického záření (elektrony, ionty, nejčastěji ale laserový paprsek) z více směrů = fáze A. Vnější zahřívaná vrstva paliva (ablátor) exploduje – ven i dovnitř = fáze B. Imploze v palivu způsobí stlačení a zahřátí vnitřních vrstev natolik, že může proběhnout fúzní reakce = fáze C (viz obrázek 3-4).



Obrázek 3-4: Schéma jaderné fúze v inerciálním držení
(Převzato z [14])

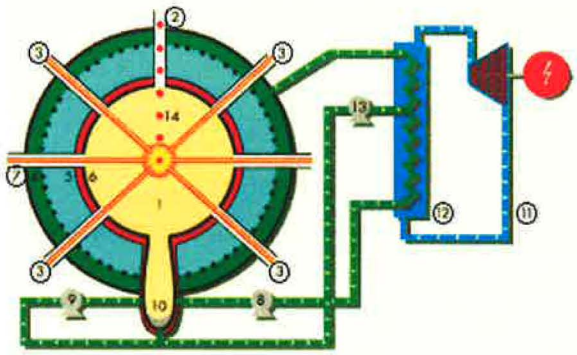
Nejsložitější a nejdražší částí inerciálního držení jsou lasery (nebo urychlovače na zrychlení iontů). Nejúspěšněji se používají Nd – lasery, jako je například OMEGA v USA, GEKKO XII v Japonsku, VULCAN v UK, nebo plánovaný (r. 2010) HIPER v Evropské unii.

Přehled laserů ve světě ukazuje tabulka 3-2:

laser	počet svazků	energie [kJ]	délka pulsu [ns]	výkon [TW]	laboratoř
NIF	192	1800	5-15	360	LLNL, USA
LMJ	256	1800	5-15	360	CEA, Francie
Gekko XII	12	30	1-3	30	ILE, Japonsko
NOVA	10	60	1-3	60	LLNL, USA
ISKRA-5	12	15	0,25	100	RFNC VNIIEF, Rusko
OMEGA	24	30	0,5-3	60	LLE, USA
Phébus	2	20	1	20	CEA, Francie
ISKRA-4	1	2	0,1	10	RFNC VNIIEF, Rusko
VULCAN	6	2,6	0,5-3	5	RAL, Spojené království
Pharos III		1,5		5	NRL, USA
PALS	1	1,2	0,4	3	IPP AS CR, Česko

Tabulka 3-2: Největší světové laserové systémy k roku 2003
(Převzato z [11])

Takto získaná energie (teplo) z jaderné fúze se pak z komory odvádí stěnami, které ji obklopují a vede se do dalších částí reaktoru, kde se využívá na ohřev vody a její proměnu na páru, jak je vidět na obrázku 3-6.



Obrázek 3-6: Schéma termonukleárního laserového reaktoru: 1- vakuová komora reaktoru, 2- vstup pelet D-T, 3- vstup laserových impulzů dvanácti trubicemi, 4- lithiová ochranná stěna, 5- porézní stěna, 6- vnitřní stěna reaktoru, 7- hlavní tlaková nádoba, 8- hlavní čerpadlo, 9- recirkulační čerpadlo, 10- supersonický kondenzátor, 11- sekundární okruh páry, 12- parní generátor, 13- čerpadlo kondenzátoru, 14- pelety D-T
(Převzato z [8])

Kapitola 4

Závěr

Jak bylo v této práci vidět, je hodně druhů konstrukce jaderných reaktorů: v současné době už pracujících štěpných reaktorů, budoucích vylepšených štěpných reaktorů či experimentálních termonukleárních reaktorů.

Energii získávají z různých jaderných reakcí (jaderné syntézy a jaderného štěpení), používají rozdílné palivo (uran, thorium, plutonium, D – T), materiály jednotlivých součástí a dosahují jiné tepelné účinnosti (20 – 50 %). Některé palivový materiál také produkují (FBR), pro jiné je ho na Zemi prakticky nevyčerpatelné množství (termonukleární reaktory). Mají různé vylepšené ochranné a havarijní mechanizmy fungující i při selhání člověka a jiných systémů (přirozená cirkulace chladiva, spadnutí havarijních tyčí vlivem gravitace...).

Nejen díky standardu zvyšující se bezpečnosti se jaderná energie jeví jako dobrá alternativa výroby energie (zatím asi jediná známá) při zachování trvale udržitelného růstu.

Literatura

[1] A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy System, U.S. DOE Nuclear Energy Committee and the Generation IV International Forum, 2002

[2] Beljajev V.: Nuclear Engeneering International, Třetí pól 10/06, 2006

[3] Blažková I.: diplomová práce - Jaderné elektrárny, jejich perspektivy a nové koncepce, 2002

[4] John F. Ahearne: Budoucnost jaderné energie, Vesmír 8/95, 1995

[5] Kobylka D., Matějka K.: Budoucnost jaderné energetiky, Školská fyzika 12/04, 2004

[6] Kulhánek P. : Tokamak COMPASS-D se stěhuje do Prahy, Aldebaran bulletin 20/06, 2006

[7] LaBar P. M.: The Gas Turbine – Modular Helium Reactor: A Promising Option for Near Term Deployment, 2002

[8] Mottl J.: ročníková práce – Budoucnost jaderné energetiky, 2004

[9] NIRS a kol. autorů: Jadrová energia- slepá ulička, propagační materiál WISE Amsterdam, 2002

[10] Roční zpráva 2006, Jaderné elektrárny společnosti ČEZ, a. s., 2006

[11] Řípa M., Weinzettl V., Mlynář J., Žáček F. : Řízená termojaderná syntéza pro každého, Ústav fyziky plazmatu AV ČR, 2005

[12] Ullmann V.: AstroNuklFyzika, www.sweb.cz/AstroNuklFyzika

[13] fusion.org.uk

[14] ippex.pppl.gov/fusion

[15] lasers.llnl.gov/lasers

[16] proatom.luksoft.cz/jaderneelektrarny

[17] www.21stoleti.cz

[18] www.cez.cz

[19] www.ct24.cz

[20] www.euronuclear.org

[21] www.fas.org

[22] www.ipp.cas.cz

[23] www.iter.org

[24] www.jaderna-energie.cz

[25] www.jet.efda.org

[26] www.npp.hu

[27] www.nuc.berkeley.edu/designs

[28] www.nucleartourist.com

[29] www.pbmr.com

[30] www.seas.sk

[31] www.world-nuclear.org