

**Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava**

**Fakulta strojní**

**Katedra energetiky**

## **Jaderná energetika**

**Text byl vypracován s podporou projektu CZ.1.07/1.1.00/08.0010  
„Inovace odborného vzdělávání na SŠ, zaměřené na využívání  
energetických zdrojů pro 21. století a na jejich dopad na ŽP**

**Pavel Kolat, David Tomášek**

**Ostrava 2012**



**INVESTICE DO ROZVOJE VZDĚLÁVÁNÍ**

## Jaderná energetika

1. Úvod a historie
2. Základní pojmy
  - 2.1. Typy radioaktivních přeměn
3. Vazební energie
4. Štěpení jader atomů neutrony
5. Jaderný reaktor
  - 5.1. Základní typy jaderných energetických reaktorů
6. Bilance neutronů v jaderném reaktoru
7. Provoz jaderného reaktoru.
8. Regulace výkonu reaktoru
9. Reaktor v ustáleném stavu
  - 9.1. Zvyšování výkonu reaktoru
10. Jaderné palivo
  - 10.1 Výměna paliva
11. Jaderná elektrárna VVER 440
  - 11.1 Charakteristika jaderné elektrárny VVER 440 Dukovany
12. Jaderná elektrárna VVER 1000 Temelín
  - 12.1. Popis základních částí jaderné elektrárny Temelín
13. Školní reaktor VR-1 ČVUT v Praze
14. Metody zpracování jaderného odpadu
15. Bezpečnost jaderné energetiky
  - 15.1 Dozimetrie
16. Vývoj jaderné energetiky
17. Literatura

## 1. Úvod a historie

Život moderní společnosti není již dlouhou dobu možný bez získávání energie z okolního prostředí. S rozvojem nároků lidstva na pohodlí a komfort postupně vyvstal také problém jejího získávání. Aktuálnost této skutečnosti dokládá srovnání spotřeby energie jednoho člověka například v době 5000 let př. n. l., kdy ke krytí svých potřeb vystačil s necelými 40 GJ/rok, a člověka současné společnosti, který spotřebovává již přes 450 GJ / rok. Největšímu nárůstu spotřeby energie na jednoho člověka pak došlo v průběhu průmyslové revoluce v 19. (cca 175 GJ/rok) a zejména ve 20. století.

Vzhledem k tomu, že se v tomto období počet obyvatel naší planety zněkolikanásobil, došlo k tak výraznému přírůstku celkové světové roční energetické spotřeby. Nekontrolovatelné využívání všech dostupných zdrojů začalo ohrožovat nejen kvalitu životního prostředí ale i samu existenci lidstva. Mezi nejvýznamnější zdroje patří uhlí, ropa, zemní plyn, vítr, voda, biomasa a jako nejmladší, avšak rychle se vyvíjející zdroj, do kterého jsou také vkládány velké naděje – jaderná energie.

Na současné úrovni lidského poznání a technologie jsou známy čtyři způsoby, jak je možno energii vázanou v jádrech atomů uvolnit. Pro přímé využití pro energetiku se počítá, ale pouze se dvěma:

- **štěpení těžkých jader** (uran 235, plutonium 239) v zařízeních nazývaných jaderné (štěpné) reaktory,
- **slučování lehkých jader** (deuterium, tritium) neboli termojaderná reakce v zařízeních, kterým se říká termojaderné (termonukleární) reaktory.

Jaderná energie se v současné době nejvýznamněji využívá při výrobě elektrické energie (jaderná energetika), dále v dopravě (zejména u ponorek a letadlových lodí), ve výzkumu (výkonné výzkumné reaktory) a v kosmické technice. Další původně předpokládané směry rozvoje využívání jaderné energie, např. v letecké nebo železniční dopravě, příp. i v raketové technice, byly z řady závažných důvodů opuštěny.

Jedním z nejdůležitějších přínosů využití jaderné energie při výrobě elektrické energie je snížení emisí oxidu uhličitého, který přispívá ze všech lidskou činností uvolňovaných plynů největší měrou ke skleníkovému efektu. V roce 2006 byla celosvětová produkce 22 700 Mt CO<sub>2</sub>. Jaderná energetika přitom snižuje tuto hodnotu v současné době o více než 700 Mt CO<sub>2</sub> ročně. Mimo to výroba elektřiny z jaderné energie přispívá k omezení dalších škodlivých atmosférických emisí a to nejen plynů, jako např. oxidu siřičitého, oxidu dusíku apod. ale i pevných látek a radioaktivních prvků obsažených v palivech.

Oproti výrobě elektrické energie v uhelných elektrárnách odpadají také dopravní problémy s obrovským množstvím přepravovaného paliva a problémy s uložením tuhých zbytků po spalování (škváry a zachyceného popílku), nemluvě již o vlivu těžby uhlí, především v povrchových dolech, na přírodní prostředí, po které musí přijít nákladná rekultivace krajiny. Dalším podstatným kladem jaderné energetiky jsou velké zásoby paliva. Při využití nových Typů reaktorů a důsledném ukončení palivového cyklu může štěpná reakce poskytovat elektrickou energii po stovky let, což je již dostatečně dlouhá doba k tomu, aby lidstvo našlo nový zdroj energie, nebo umělo využít termojaderné reakce, pro níž jsou zásoby paliva téměř nevyčerpatelné. Naproti tomu zásoby fosilních paliv jsou odhadovány na maximálně desítky let i přestože jsou díky pokročilým metodám průzkumu objevována stále nová naleziště.

Vytěžením a spálením fosilních paliv však lidstvo ztrácí velmi cennou surovinu pro průmyslovou výrobu. Výjimku tvoří zásoby černého uhlí (řádově stovky let), avšak proti jejich plnému využití v energetice hovoří již výše uvedené ekologické důvody.

Vhodné však bude připomenout i některé nevýhody jaderné energetiky. Za relativně největší

nedostatek se považuje dosud nedořešený konec palivového cyklu, tedy problém likvidace vyhořelého paliva. V současné době existují v podstatě jen dva principiálně odlišné způsoby jak jej lze řešit:

- uložení do trvalého úložiště,
- transmutace ve speciálních rektorech.

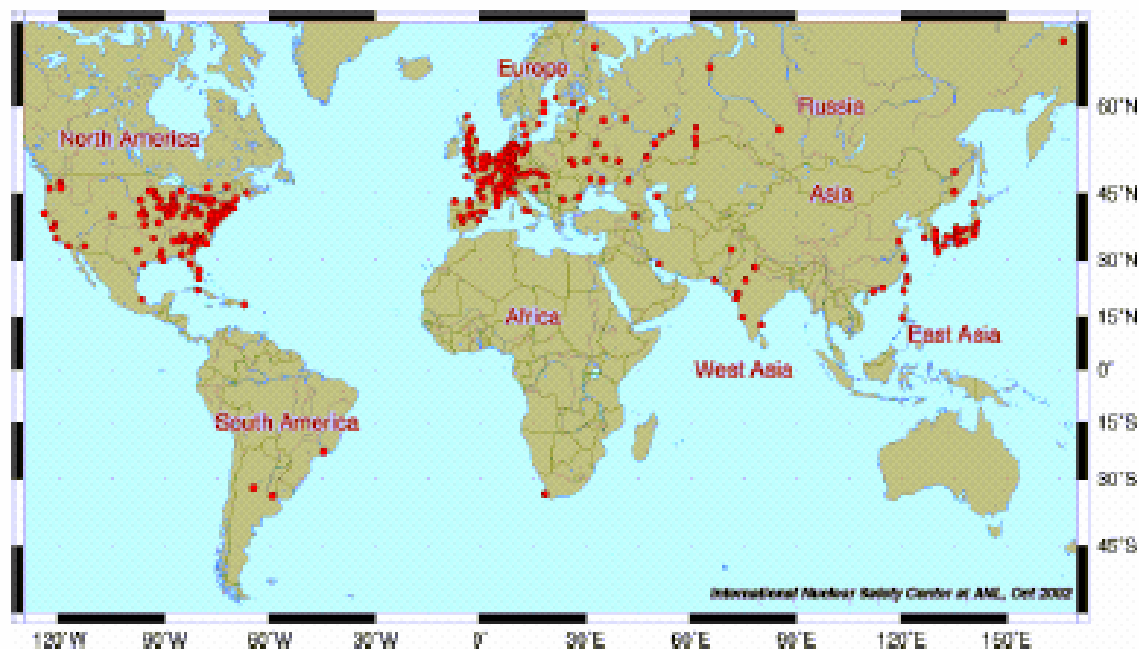
Rozhodnutí co s vyhořelým palivem odkládají prakticky všichni jeho producenti na pozdější dobu a vyhořelé palivo je nyní skladováno v meziskladech.

Další nevýhodou jaderné energetiky je značný rozsah škod při případné havárii typu černobylské jaderné elektrárny (v klasifikační stupnici č.7). Je však nutno zdůraznit, že při důsledném dodržování všech zásad jaderné bezpečnosti a dodržování všech předpisů a norem týkajících se provozu a výstavby jaderných zařízení k podobné události nemůže dojít. Veškeré prováděné rozbory provozu a nehod vzniklých na elektrárnách ukazují, že výroba elektrické energie v jaderných elektrárnách je z hlediska pravděpodobnosti úmrtí téměř nejbezpečnější lidská činnost.

Oproti ostatním zdrojům energie znevýhodňují jadernou energetiku rovněž dlouhé doby provázející návrh, konstrukci a výstavbu jaderných elektráren. Tento fakt je dán nároky na vhodnou lokalitu, legislativní proces a značnou konstrukční složitostí těchto zařízení, a jen těžko jej půjde kdy v budoucnu změnit. Bude spíše nutné se mu přizpůsobit a při plánování energetické strategie s ním počítat.

Posledním často zmiňovaným záporem jaderné energetiky jsou nízká tepelná účinnost a malá operativnost. Uvedené vlastnosti spolu s vysokými investičními náklady zařazují provoz jaderných elektráren převážně do základního režimu pro pokrytí denní spotřeby elektrické energie.

## I



Obr. 1. Rozmístění jaderných elektráren ve světě

### Historie:

**Joseph John THOMPSON (konec 19. st.)**

- první představa o stavbě atomu – atom je kladně nabitá koule, v níž jsou rozptýleny elektrony, objev elektronu (1897)

### **Ernest RUTHERFORD (1911)**

- planetární model atomu – kolem kladně nabitého jádra obíhají záporně nabité elektrony neurčil blíže poloměry kružnic, které představovaly dráhy elektronů, byl v rozporu se zákony klasické fyziky

### **Niels Henrik David BOHR (1913)**

- doplnil planetární model atomu předpokladem, že elektrony se po stacionárních drahách (tj. po kružnicích s určitým poloměrem) mohou pohybovat s konstantní energií, bez vyzařování elektromagnetického vlnění, energie elektronu v atomu se může měnit pouze po určitých drahách – kvantech, a to při přechodu z jedné stacionární dráhy na druhou.

### **Kvantová mechanika (1924 – 27)**

- duální charakter mikročástic – korpuskulárně vlnový charakter, princip neurčitosti – u mikročástic principiálně není možné současně přesně stanovit jejich hybnost a polohu, a pro elektron v atomu proto nelze naměřit ani vypočítat přesné dráhy a rychlosti a je nutno se omezit na pravděpodobnostní popis, umožňuje vypočítat pravděpodobnost výskytu elektronu v určité oblasti atomu, elektronová hustota – poměr počtu elektronů v určitém prostoru k objemu tohoto prostoru.

**HAHN Otto**, 1879-1968, německý fyzikální chemik, zabývající se zejména studiem radioaktivity. Jeho nejvýznamnějším objevem je štěpení uranu odstřelovaného neutrony (spolu s F.Strassmannem), za který dostal roku 1944 Nobelovu cenu za chemii. Objevil rovněž několik radioaktivních prvků (radiothorium, mesothorium aprotaktikum).

**STRASSMANN Fritz**, nar. r. 1902, německý chemik a fyzik, spolupracovník Otto Hahna. K jejich společným objevům patří štěpení uranu na prvky ze středu Mendělejevovy periodické soustavy a lavinové štěpení těžkých jader - řetězová reakce.

**MEITNEROVÁ Lise**, 1878-1969, rakouská fyzička působící od roku 1938 ve Švédsku. Jejím oborem byla jaderná fyzika. Spolu s O.Frischem se jí podařilo teoreticky objasnit štěpné reakce pozorované O.Hahnem a vypočítat uvolňovanou energii. Podílela se i na objevu radioaktivního protaktinia a teoreticky zpracovala vznik Q záření.

**KURČATOV Igor Vasiljevič**, 1903-1960, sovětský fyzik, organizátor sovětské atomové fyziky a techniky. Jeho první vědecké práce jsou věnovány fyzice dielektrika a elektrické vodivosti pevných látek. Do roku 1932 se zabývá fyzikou polovodičů, kde zkoumá fotoelektrický jev v kontaktu polovodič-kov. Roku 1932 začíná jeho orientace na problémy jaderné fyziky. Roku 1933 organizuje výstavbu prvního 350 kV urychlovače protonů a v roce 1939 realizuje výstavbu cyklotronu. Ve stejném roce se zabývá rovněž štěpením těžkých jader neutronů a v roce 1940 kolektiv pod jeho vedením objevuje samovolné štěpení jader uranu. Od začátku 2.světové války se Kurčatov stává vedoucím výzkumu pro ovládnutí jaderné energie v Sovětském svazu. V prosinci 1946 byl pod jeho vedením uveden do provozu jaderný reaktor, byla zkonstruována atomová (roku 1949) a vodíková (roku 1953) bomba, byla spuštěna první na světě atomová elektrárna (roku 1954).

## 2. Základní pojmy

Pro lepší porozumění si v této kapitole zopakujeme základní pojmy z chemicko-fyzikální oblasti.

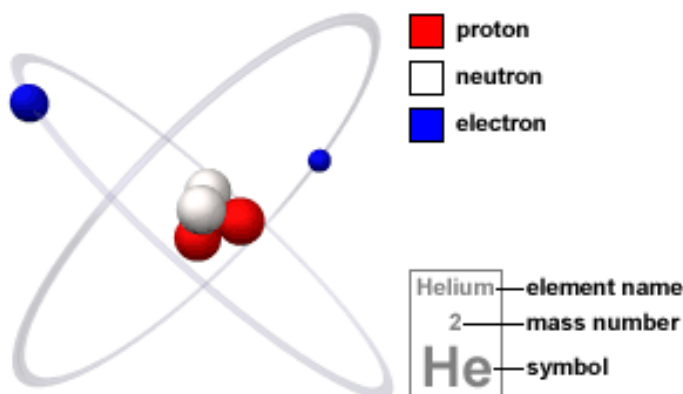
Z Rutherfordovy teorie vyplývá že:

- Atomové jádro představuje část atomu velikosti  $10^{-14}$  m,
- Jádro je nositelem kladného náboje, kterého velikost se určuje pořadovým číslem prvku  $Z$  v periodické soustavě,
- V jádře je soustředěna prakticky celá hmotnost atomu,
- Jádro určuje charakter prvku, kterému náleží.

### Atom

je částice, která je chemicky dále nedělitelná. Je základním kamenem stavby veškeré hmoty.

Skládá se z pláště a jádra, jádro se dále dělí na protony a neutrony, v obale se vyskytují elektrony. Jejich počet je různý pro každý prvek.



Obr.2. Skladba atomu

### Atomové jádro

má  $\varnothing 10^{-15}$  m, určuje fyzikální vlastnosti prvků a je nositelem kladného náboje.

### Elektronový obal

určuje chemické vlastnosti prvků. Změny v kvantových drahách dávají za vznik světelnému a rentgenovému záření.

### Proton

je subatomární částice s kladně nabitým nábojem.

### Elektron

je subatomární částice se záporně nabitým elektrickým nábojem.

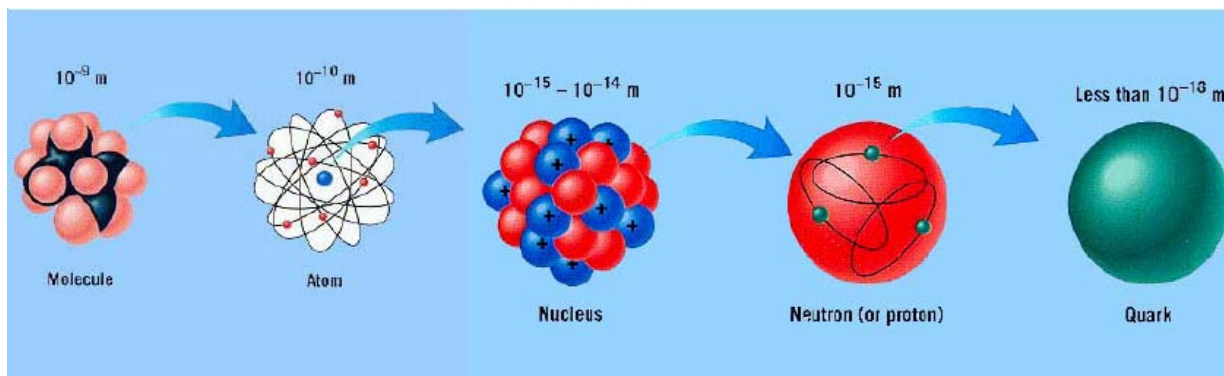
### Neutron

je subatomární částice bez elektrického náboje.

Počet protonů v jádře udává protonové číslo  $Z$ . Počet nukleonů v jádře udává nukleonové číslo  $A$ . Z definice nukleonu vyplývá, že počet neutronů v jádře je  $A - Z$ . Pomocí čísel  $A$  a  $Z$  definujeme prvky a izotopy

Označení prvku v periodické tabulce je:  $X$

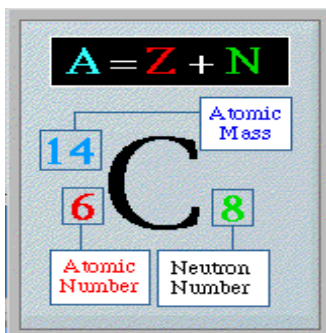
Atomy se mohou seskupovat do molekul. Molekuly se skládají z atomů nebo iontů. Např.: jestliže budeme mít atom, a elektron vyrazí mimo  $\rightarrow$  nastane únik elektronem, a elektron se stává volným.



Obr.3. Struktura hmoty

### Izotopy

jsou atomy chemického prvku, které mají stejný počet protonů, ale rozdílný počet neutronů, tedy různé izotopy stejného elementu mají stejné atomové číslo. Je to proto, že mají stejné množství protonů. Atomové číslo je dáno množstvím protonů. Izotopy mají různá hmotnostní čísla, protože mají různá množství neutronů.

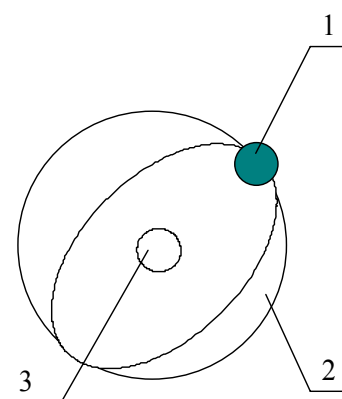


Obr.4. Definice izotopů, atomového a hmotnostního čísla

### Atom vodíku

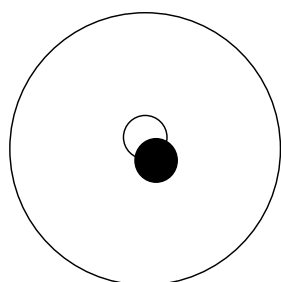
Vodík je za normálních podmínek plyn bez barvy, zápachu a chuti. Je nejlehčí ze všech látek (14krát lehčí než vzduch) na Zemi. Lehké molekuly vodíku se pohybují s obrovskou rychlostí, zhruba  $1800 \text{ m.s}^{-1}$ , a proto je velmi vysoká jeho tepelná vodivost - sedmkrát větší než u vzduchu. Ve vodě je nerozpustný.

Obsahuje-li atom vodíku jeden proton a dva neutrony, vzniká radioaktivní izotop vodíku deuterium . 1.....elektron, 2.....elektronový obal, 3.....jádro atomu

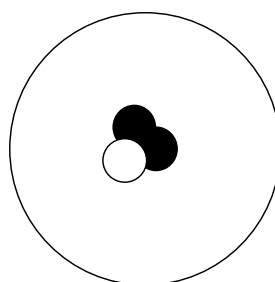


$$\begin{aligned}
 A &= 1 \\
 Z &= 1 \\
 N &= 0
 \end{aligned}$$

Obr.5. Atom vodíku



Obr. 6. Deuterium



Obr.7. Tritium

### Fyzikální konstanty používané v jaderné fyzice

Náboj elektronu:  $1e = 1,602189 \cdot 10^{-19} \text{ C}$  [Coulomb]

Univerzální hmotnostní jednotka byla zvolena jako  $\frac{1}{12}$  hmotností izotopu uhlíku  $C_{12}$ :

$$1u = 1,66053 \cdot 10^{-27} \text{ kg}$$

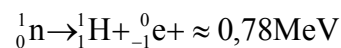
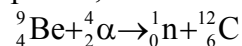
Elektronvolt  $1eV = 1,6021892 \cdot 10^{-19} \text{ J}$  (energie jednoho elektronvoltage se přesně rovná pohybové energii elektronu, kterou získá při průchodu potenciálním rozdílem 1V.)

Energie odpovídající hmot.:  $1u = 931,481 \text{ MeV}$

Částice	hmotnost	náboj
	u	e
<b>Elektron</b>	$5,48593 \cdot 10^{-4}$	-1
<b>Proton</b>	1,00727647	+1
<b>Neutron</b>	1,00866527	0
<b>Deuteron</b>	2,013553	+1
<b><math>\alpha</math> - částice</b>	4,001506	+2

Proton ( H nebo p ) je vlastně atomové jádro nejlehčího izotopu vodíku. Hmotnost je 1,00727647 u, představuje kladný elektrický náboj  $e = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ C}$ . Proton je stabilní částice.

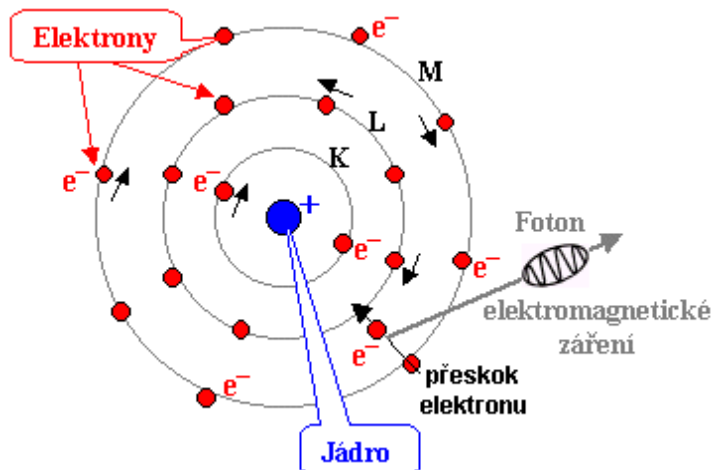
Neutron má elektrický náboj nulový. Ve volném stavu není stabilní. Samovolně se rozpadá na proton, elektron a antineutrino v.



Střední doba života neutronu je asi 13 minut.

Nukleony se v jádře pohybují a jejich pohyb můžeme charakterizovat momentem hybnosti. Je dán orbitálním a spinálním momentem – kolem vlastní osy.

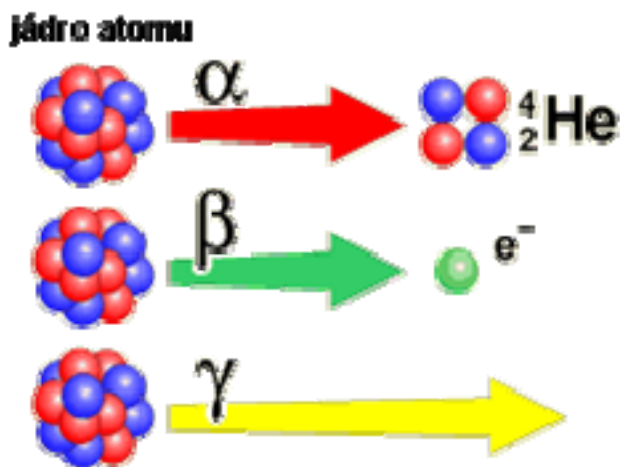




Obr.8. Struktura elektronového obalu

## 2.1 Typy radioaktivních přeměn

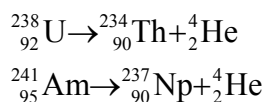
Charakteristickou veličinou ionizujícího záření je jeho energie vyjádřená v elektronvoltech (eV). Tato jednotka souvisí se základní jednotkou energie. Při průchodu prostředím reaguje ionizující záření s atomy a molekulami prostředí a předává jim svoji energii. Podle způsobu interakce rozlišujeme záření přímo ionizující a nepřímo ionizující. K prvnímu druhu patří např. rychlé nabitě částice, které vstupují do interakce s orbitálními elektrony a způsobují ionizaci prostředí. Nepřímo ionizující záření, jako neutrony nebo elektromagnetické záření, předávají svoji energii při srážkách s elektrony nebo jádry atomů, které potom ionizují prostředí.



Obr.9. Druhy ionizujícího záření

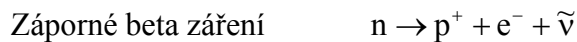
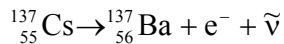
### Záření alfa

Záření alfa je tvořeno jádry helia a je vyzařováno jádry prvků, jako je např. uran, thorium, radium apod. Záření alfa může být úplně zastaveno již pouhým listem papíru nebo tenkou vrstvou naší pokožky. Jestliže se ale materiály emitující záření alfa dostanou do našeho těla při vdechnutí, s jídlem nebo pitím, mohou přímo ozářit vnitřní tkáně a způsobit biologické poškození.



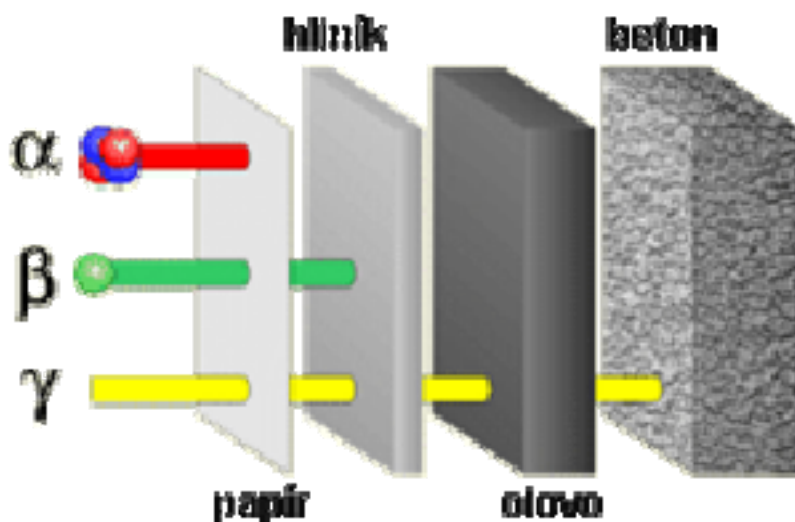
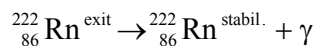
## Záření beta

Záření beta je tvořeno elektrony nebo pozitrony (elektrony s kladným nábojem) a provází různé přeměny radioaktivních prvků. Elektrony jsou pronikavější než alfa částice a mohou proniknout vrstvou vody o tloušťce 1 až 2 cm. Záření beta může být pohlceno hliníkovým plechem o tloušťce několika milimetrů až centimetrů.



## Záření gama

Záření gama je fotonové záření s čárovým spektrem vysílané atomovými jádry při radioaktivních přeměnách a dalších procesech. Díky své energii mohou paprsky gama proniknout lidským tělem, ale mohou být pohlceny tlustou stěnou betonu nebo olova. Gama záření ionizuje nepřímo, jen prostřednictvím nabitých částic vzniklých při interakci gama kvanta s látkou

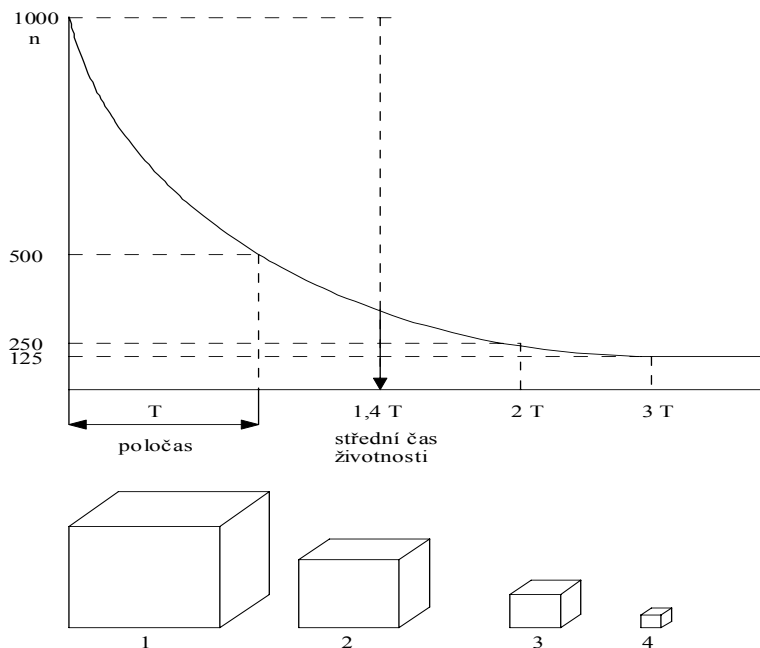


Obr.10. Pronikavost jednotlivých druhů ionizujícího záření

## Poločas rozpadu

Radioaktivita je schopnost některých atomových jader se samovolně rozpadat s emisí částic nebo elektromagnetického záření. Rozpad jádra s emisí alfa částice se nazývá alfa rozpad, s emisí elektronů nebo pozitronů se nazývá beta rozpad a při emisi kvant krátkovlnného elektromagnetického záření se nazývá gama rozpad. Na rychlost radioaktivního rozpadu nemá vliv teplota, tlak, magnetické a elektrické pole.

Poločas rozpadu je doba, za kterou se rozpadne polovina jader. Rozpadová konstanta  $\lambda$  charakterizuje pravděpodobnost rozpadu jednoho jádra za jednu sekundu.



Obr.11. Definice poločasu rozpadu

Při zkoumání rozpadu radioaktivních jader je možno se setkat s případy, kdy se uskutečňuje celý řetěz radioaktivních přeměn. V přírodě se vyskytují celé radioaktivní řady, ve kterých izotop vzniká z předcházejícího izotopu v důsledku přeměny alfa nebo beta.

### Moderátor

Neutron ztratí při srážce s jádrem vodíku přibližně dvě třetiny své energie. Jeho rychlost proto prudce klesá na rychlost tepelného pohybu molekul. Pro udržení štěpné řetězové reakce je nutné zpomalení rychlých neutronů vznikajících při štěpení na neutrony tepelné s energií cca 0,025 eV. Pro tento účel je v jaderném reaktoru moderátor.

### 3. Vazební energie

Nukleární vazební energie je odvozena ze silné nukleární síly a je to požadovaná energie nutná k rozpadu jádra do volných neutronů a protonů. Je to množství energie, které spojuje volné nukleony a tím tvoří jádro.

Nukleární vazební energie lze určit z měřitelného rozdílu množství volných neutronů a protonů v jádře. Pomocí Einsteinovy rovnice  $E = m \cdot c^2$  můžeme vypočítat hmotnostní úbytek  $\Delta m$  jakéhokoliv jádra. Ze zákona zachování energie vyplývá, že při vytvoření jádra z nukleonů se musí uvolnit stejná energie, jakou je třeba vynaložit na rozdělení jádra na jednotlivé složky. Protože při vzniku jádra se uvolňuje část energie  $\Delta E$ , z Einsteinova vztahu tomu odpovídá úbytek hmotnosti  $\Delta m$ , který se nazývá také hmotnostní defekt. Vazební energie jádra závisí na celkovém počtu nukleonů v jádře a v menší míře na vzájemném poměru počtu protonů a neutronů v jádře. Zavádí se také pojem měrná vazební energie na 1 nukleon  $E_v$ . Na obr. 12. je závislost měrné vazební energie na nukleonovém čísle  $A$ .

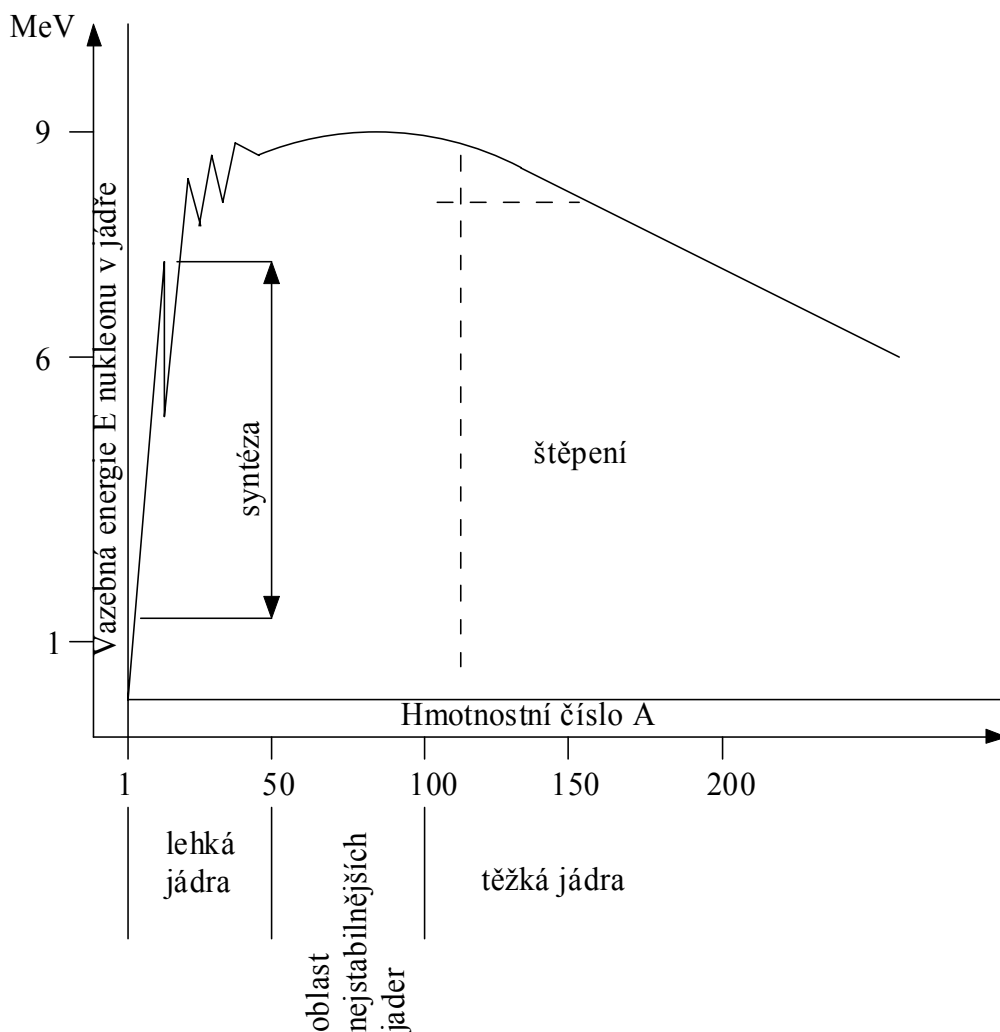
Hmotnostní úbytek

$$\Delta m = Z \cdot m_p + (A - Z) \cdot m_n - m_j$$

Protonové (atomové) číslo  $Z$

Neutronové číslo  $N$

Nukleonové (hmotnostní) číslo  $A = Z + N$



Obr.12. Grafické znázornění vazební energie v jádře atomu

**Jaderná reakce** je proces přeměny jednoho jádra v jiné jádro. Symbolicky se jaderné reakce zapisují:



kde: a – bombardující látka  
 A – jádro terče  
 b – vyletující částice  
 B – nově vzniklé jádro

Během jaderné reakce nastává přeměna a přestavba atomového jádra, kterou provázejí mnohem hlubší změny vlastností látek, než při chemických reakcích. Plný zápis jaderné reakce obsahuje symboly prvků a atomová a hmotnostní čísla.

#### 4. Štěpení jader atomů neutrony

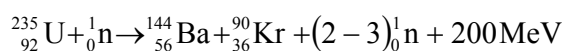
Neutron který pronikne do jádra způsobí jeho vybuzení a kmitání. Jádro se deformuje a rozdělí na dvě části. Energie potřebná na rozdělení jádra se nazývá **energií aktivační  $E_a$** . Energie aktivační a vazební je uvedena pro některé izotopy těžkých prvků v tabulce.

Jádro	$E_a$ [ MeV ]	$E_{vaz}$ [ MeV ]	
Th 232	7,5	5,4	
U 238	7,0	5,5	
U 235	6,6	6,8	$E_{vaz} > E_a$
U 233	6,0	7,0	$E_{vaz} > E_a$
Pu 239	5,0	6,6	$E_{vaz} > E_a$

Tab. Aktivační energie a vazební energie neutronu v těžkých jádrech izotopů uranu, thoria a plutonia

**Zporovnání energie vazební a aktivační vyplývá, že štěpení tepelnými neutrony je energeticky možné pro U 235, U 233 a Pu 239.**

Jaderným štěpením je například štěpení U 235 zpomaleným neutronem:



Tato reakce není jedinou možnou cestou štěpení uranu. Vzniká i mnoho jiných dvojic jader a při každém štěpení se uvolňují 2-3 neutrony. Ty ovšem mohou štěpit další jádra, a tak počet štěpených jader za jednotku času narůstá. Nastává **řetězová jaderná reakce**.

Počáteční neutron vyvolá štěpení, při němž vzniknou tři rychlé neutrony, které projdou po různých drahách moderátorem. Vzniknou dráhová štěpení a opět další. Štěpením uranu U 235 vznikne až 40 jaderných reakcí a 80 nových odštěpků.

Neutron ztratí při srážce s jádrem vodíku přibližně dvě třetiny své energie. Jeho rychlost proto prudce klesá na rychlost tepelného pohybu molekul.

V jaderné energetice se využívá hlavně štěpení U 235, který se nachází v přírodě ve formě přírodního uranu, který se skládá z 99,3 % izotopu U 238 a 0,7 % izotopu U 235.

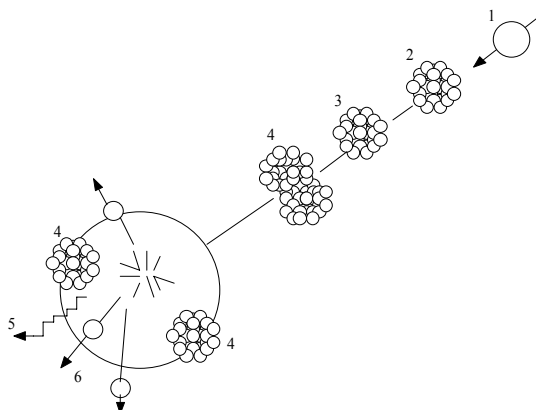
Pohlčení neutronu jádrem popisuje rovnice:

$$\frac{1}{2} \cdot m \cdot w^2 = k \cdot T$$

T je teplota jádra v deg K, k je Boltzmanova konstanta

Při pohlčení neutronu jádrem U 235 vznikne excitované jádro U 236 tzn. jádro plné energie. Takové jádro se potřebuje této energie zbavit:

- zářením  $\gamma$  a jádro se ochladí
- nebo se vyzáří proton  $\alpha$  a neutron bez štěpení
- nebo se jádro rozštěpí.



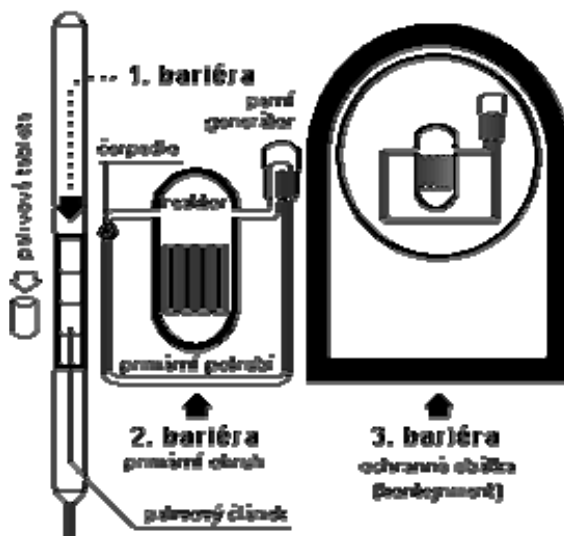
Obr.13. Jaderná štěpná reakce

- 1 pomalý neutron
- 2 mateřské jádro  $^{235}_{92}\text{U}$
- 3 vybuzené jádro vysoce nestabilní  $^{236}_{92}\text{U}$
- 4 dva dceřiné produkty
- 5 elektromagnetické záření
- 6 2 až 3 rychlé neutrony

Při štěpné reakci, musí platit, že počet protonů a neutronů v jádře se musí rovnat. Zvýší se počet neutronů o 1 a to o ten, který spustí štěpnou reakci. Počáteční neutron vyvolá štěpení, při němž vzniknou tři rychlé neutrony, které projdou po různých drahách moderátorem. Vzniknou dráhová štěpení a opět další. Štěpením uranu  $^{235}\text{U}$  tak vznikne až 40 reakcí a 80 nových odštěpků.

## 5. Jaderný reaktor

Uvedené základní principy fyzikální teorie reaktoru vymezují požadavky kladené na jaderný energetický reaktor. Je to takové seskupení štěpného materiálu, při němž může probíhat řízená štěpná řetězová reakce a odvod tepla uvolněného štěpením, aniž dojde k poškození reaktoru a úniku radioaktivity do okolí. Z této definice vyplývají hlavní části energetického reaktoru.



Obr.14. Tři ochranné bariéry jaderného reaktoru

1. **Palivový článek** obsahující štěpný materiál s obohacením U 235 od 2 do 30 %.
2. **Moderátor.** Snižuje kinetickou energii neutronů až do oblasti tepelné s energií 0,5 eV, kdy je pravděpodobnost štěpení U 235 nejvyšší.
3. **Systém odvodu tepla.** Zajišťuje bezpečný přenos tepla konvekci z palivového článku do chladiva ( voda, těžká voda, He, sodík aj. ) a zamezuje tím tepelnému poškození paliva, pokrytí palivových elementů a konstrukčních materiálů reaktoru.
4. **Reflektor.** Obklopuje aktivní zónu, snižuje únik neutronů rychlých i pomalých a přispívá k vyrovnání neutronového toku v aktivní zóně a tím k zrovnoměnění přenosu tepla.
5. **Reprodukční zóna.** Je to vrstva plodivého materiálu např. U 238, Th 232 obklopujícího aktivní zónu u rychlého množivého reaktoru, v níž dochází neštěpným zachytem neutronu tvorbě nového štěpného materiálu na př. Pu 239, U 233.
6. **Reaktorová nádoba.** Tlaková nádoba s přetlakem až 15,7 MPa u tlakovodních reaktorů, v níž je umístěná aktivní zóna s příslušenství.
7. **Stínění reaktoru,** které snižuje průnik radioaktivního záření z aktivní zóny do okolí na přijatelnou míru.
8. **Systém řízení reaktoru,** který umožňuje provoz reaktoru při konstantním výkonu, změnu provozních režimů. Najíždění a odstavení reaktoru, kompenzaci přebytečné reaktivity , havarijní odstavení reaktoru a řešení havarijních provozních režimů.
9. **Systém výměny paliva.** Umožňuje dálkovou výměnu paliva a přemísťování částečně vyhořelých palivových článků při odstaveném reaktoru např. ( reaktor VVER ) nebo za provozu ( reaktor kanálového typu RBMK, Candu ).
10. **Ochranný kontejment,** v němž je uzavřen reaktor a primární okruh. Musí zajistit zachyt radioaktivních produktů do životního prostředí při maximální projektové havárii s roztavením aktivní zóny nebo prasknutím nátrubku reaktoru a vypařením veškeré chladicí vody.

## 5.1. Základní typy jaderných energetických reaktorů

V principu je možno vhodnou kombinací konstruovat velký počet reaktorů.

Typ reaktoru	Moderátor	Chlazení	Označení
Tepelný	Lehká voda	H <sub>2</sub> O	Tlakovodní (PWR)
			Varné (BWR)
	Grafit	CO <sub>2</sub>	Plynem chlazené (GCR) a zdokonalené (AGR)
		He	Vysokoteplotní (HTGR)
		H <sub>2</sub> O	Vodou chlazený (LWGR)
	Těžká voda	D <sub>2</sub> O	Těžkovodní CANDU (PHWR)
		H <sub>2</sub> O	Těžkovodní, chlazený obyčejnou vodou (HWLWR)
CO <sub>2</sub>		Těžkovodní, chlazený plynem (HWGCR)	
Rychlý	Bez moderátoru	Na	Rychlý množinový (FBR)
Palivo	množivý materiál	moderátor	Chladivo
U 235 U 233 Pu 239	Th 232 U 238	Grafit H <sub>2</sub> O D <sub>2</sub> O Bez moderátoru	CO <sub>2</sub> He H <sub>2</sub> O D <sub>2</sub> O Na Soli

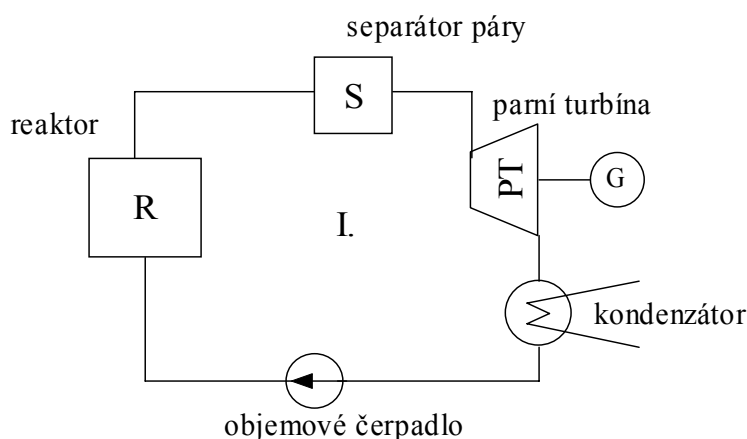
Ve skutečnosti je velký počet kombinací vyloučen z fyzikálních, materiálových, ekonomických a specifických důvodů. Proto se v minulosti rozvíjelo šest základních typů, které tvoří základ světové jaderné energetiky.

Systémy komerční lze rozdělit na dvě skupiny. Reaktory s přírodním uranem a uranem obohacným. Reaktory s přírodním uranem mají vyšší investiční náklady, ale náklady na palivo jsou nižší, protože odpadá obohacování a tyto reaktory spotřebují pro stejné množství vyrobené energie v MWd asi o 15% méně uranu.

Typy jaderných reaktorů, které jsou komerčně provozovány lze rozdělit na čtyři typy:

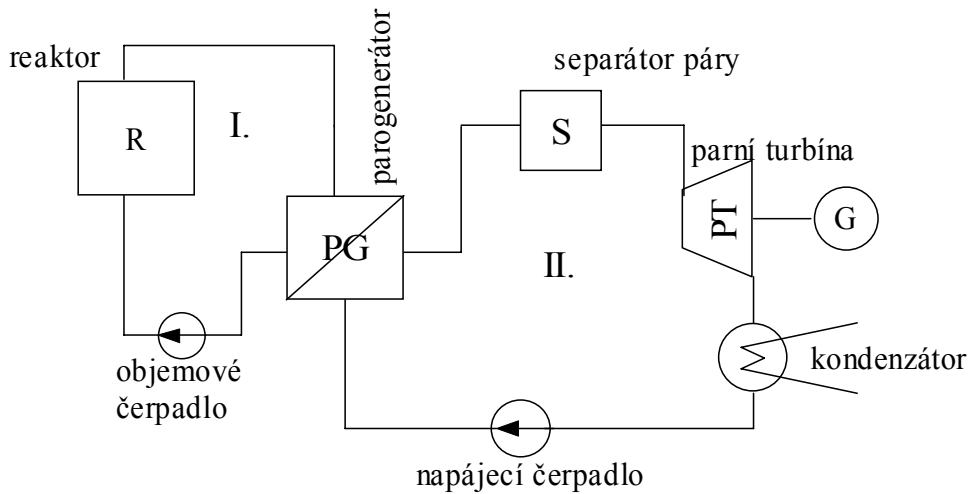
- Plynem chlazené a grafitem moderované reaktory ( GCR-grafit cooled reactor, AGR - advanced grafit reactor, HTGR – high temperature grafit reactor ).
- Lehkovodní reaktory : tlakovodní PWR- pressure water reactor, varný BWR-boiling water reactor,).
- Těžkovodní PHWR-pressure heavy water reactor.
- Lehkou vodou chlazené a grafitem moderované, RBMK- kanálový varný s grafitovým moderátorem-černobylský typ.
- Rychlý množivý reaktor LMFBR-liquid metal cooled fast breeder reactor.

Typ	Chladivo	Moderátor	Teplota chladiva °C	Země	Počet
<b>PWR</b>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	300	Většina zemí	236
<b>BWR</b>	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	300	Většina zemí	88
<b>RBMK</b>	H <sub>2</sub> O	Grafit	300	Bývalý SSSR	16
<b>PHWR</b>	D <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	300	Kanada, Korea, Čína, Argentina, Indie, Pákistán	31
<b>GCR</b>	CO <sub>2</sub> , He	Grafit	600	UK, Rusko	38
<b>LMFBR</b>	Na, Pb, Pb-Bi	není	600	Francie, UK, Japonsko, Rusko, Čína, Indie	7



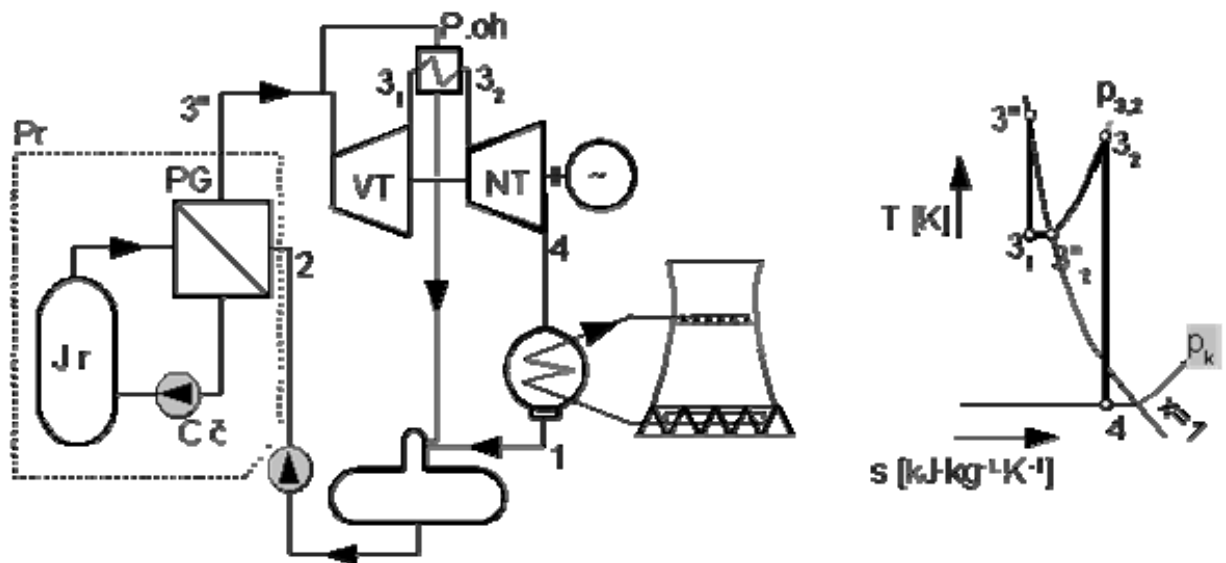
Obr.15. Jednookruhové schéma s varným reaktorem





Obr.16. Dvoukruhové schéma s tlakovodním reaktorem

- I. primární okruh je radioaktivní
- II. v sekundárním okruhu se radioaktivita neobjevuje



Obr.17. Koncepce primárního a sekundárního okruhu jaderné elektrárny

## 6. Bilance neutronů v jaderném reaktoru.

Jaderný reaktor je zařízení, ve kterém se udržuje štěpná řetězová reakce. Skládá se z moderátoru, z štěpného paliva, chladiva, absorbátorů a konstrukčních materiálů. Všechny tyto části jaderného reaktoru působí na bilanci neutronů. Popíšeme dále bilanci reaktoru s tepelnými neutrony.

Důležitou charakteristikou je **multiplikační koeficient**, který je definován jako poměr počtu neutronů v n-té generaci k počtu neutronů v n-1 generaci. Když předpokládáme, že máme nekonečně velkou soustavu, ze které není možný únik neutronů, pak multiplikační koeficient bude:

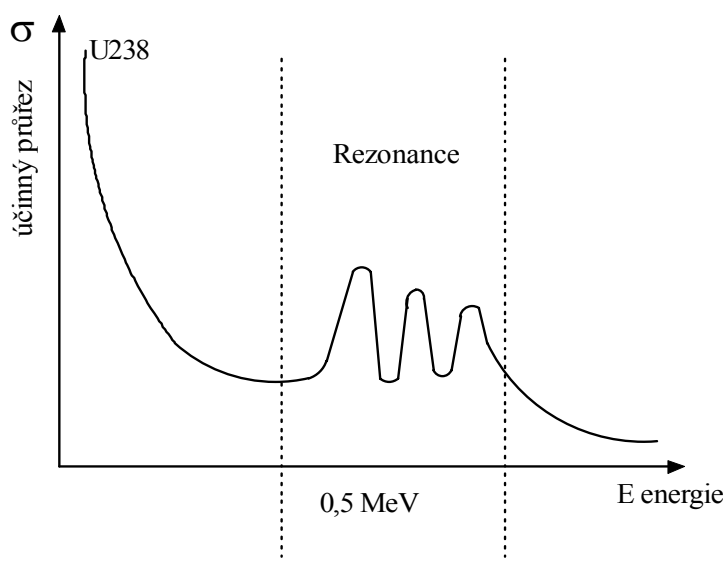
$$k = q \cdot p \cdot f \cdot \eta$$

**q je multiplikační koeficient rozmnožování na rychlých neutronech.** Představuje poměr počtu rychlých neutronů vzniklých při štěpení U 238 a U 235 k počtu neutronů vzniklých v důsledku štěpení U 235. Pro přírodní uran je  $q = 1,03$ .

**p je pravděpodobnost úniku rezonančnímu záchytu.** Udává ji poměr počtu neutronů, které při zpomalování v moderátoru dosáhly tepelnou oblast k počtu neutronů, které začaly zpomalení.

**f je koeficient tepelného využití neutronů.** Je to poměr počtu neutronů absorbovaných v jádrech U 235 k celkovému počtu absorbovaných tepelných neutronů.

**η je regenerační koeficient.**  $\eta = \nu \cdot \Sigma_f / \Sigma_c$ , kde  $\nu$  je střední počet okamžitých neutronů uvolněných při jednom štěpení,  $\Sigma_c$  je makroskopický účinný průřez absorbce a  $\Sigma_f$  je makroskopický účinný průřez pro štěpení.



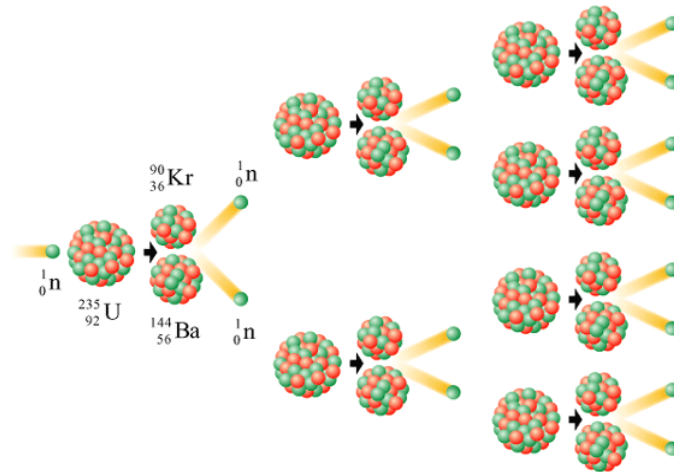
Obr.18. Přibližná závislost mikroskopického průřezu pro absorpci na energii neutronů

Ze soustavy konečných rozměrů však existuje jak unik zpomalujících se neutronů. Zavedeme-li pravděpodobnost, že neutron neunikne ze soustavy P, pak multiplikační koeficient  $k_{ef}$  pro soustavu konečných rozměrů bude:

$$k_{ef} = k \cdot P$$

Podle  $k_{ef}$  rozlišujeme stav reaktoru:

1. **podkritický**  $k_{ef} < 1$ , kdy nejsou splněny podmínky existence štěpné řetězové reakce,
2. **kritický**  $k_{ef} = 1$ , kdy probíhá štěpná řetězová reakce a počet neutronů se nemění,
3. **nadkritický**  $k_{ef} > 1$ , kdy probíhá štěpná řetězová reakce a počet neutronů v reaktoru se zvyšuje.



Obr. 19. Nadkritický stav reaktoru.

Při práci reaktoru se využívají všechny tři stavy. Podkritický stav se upraví na nadkritický a po dosažení požadovaného výkonu se reaktor uvede do kritického stavu s konstantním výkonem.

Energie uvolněná štěpením U 235 je značná. 1 kg U 235 obsahuje  $2,56 \cdot 10^{24}$  atomů. Jestliže štěpením jednoho jádra lze využít 30,9 pJ energie, pak rozštěpením všech jader U 235 obsažených v 1 kg lze využít  $8 \cdot 10^{13}$  J, což je  $2,22 \cdot 10^7$  kWh, což je asi 1000 MWdnů. Předpokládáme-li účinnost elektrárny 33% pak rozštěpením 3 kg U 235 s obohacením 100% lze získat energii k celodennímu provozu jaderné elektrárny 1000 MWe. K celoročnímu provozu postačí zhruba 1000 kg U 235.

### Kritické množství štěpného materiálu

Aby taková řetězová reakce mohla nastat, je potřeba mít v určitém objemu soustředěno **dostatečné množství** štěpného materiálu - nejméně tzv. **kritické množství** (hmotnost); při menším množství **uniká** z látky (popř. se pohlcuje jiným způsobem) převážná většina neutronů dříve, než stačí rozštěpit nějaké jádro. Kritické množství štěpného materiálu v konkrétních situacích závisí především na třech faktorech:

- ♦ druh štěpného materiálu a jeho koncentrace;
- ♦ rozměry a geometrické uspořádání oblasti obsahující štěpný materiál;
- ♦ přítomnost dalších látek a materiálů schopných pohlcovat, odrážet či zpomalovat neutrony.

Pro jednotlivé druhy štěpných materiálů se jejich **kritická hmotnost**  $m_{\text{krit}}$  udává pro **kulové** homogenní uspořádání (o poloměru  $R_{\text{krit}}$ ) **čistého materiálu**, např.

$^{235}\text{U}$  :  $m_{\text{krit}}= 48$  kg,  $R_{\text{krit}}= 9$  cm

$^{239}\text{Pu}$ :  $m_{\text{krit}}= 17$  kg,  $R_{\text{krit}}= 6$  cm ;

$^{233}\text{U}$  :  $m_{\text{krit}}= 16$  kg,  $R_{\text{krit}}= 6$  cm ;

pro některé další transurany je kritické množství ještě menší (např. 245-curium 12 kg, 246-curium 7 kg, 251-californium 9 kg). Pokud je štěpný materiál obklopen látkou odrážející neutrony (tzv. reflektorem), kritické množství se **zmenšuje** 2-3krát. Je-li koncentrace štěpného materiálu menší než 100%, kritická hmotnost **výrazně roste**, zvláště pokud jsou obsaženy látky absorbující neutrony. Pro nízké koncentrace štěpného materiálu již zpravidla žádné kritické množství neexistuje a řetězová štěpná reakce nemůže samovolně vzniknout; o možnostech štěpných reakcí i v takových případech, pomocí moderace neutronů či technologií ADTT, bude pojednáno níže.

**Skladování** nadkritického množství štěpného materiálu je značně delikátní záležitost. Může totiž dojít k překročení kritického množství pro danou (použitou) konfiguraci, čímž by došlo k lavinovitému rozběhnutí řetězové štěpné reakce ( $k > 1$ ) s velmi **nebezpečnými radiačními následky**. Osoby nacházející se v místě nehody by obdržely velmi vysoké, nezdědky letální, dávky záření, načež by následovala značná **kontaminace** prostředí radioaktivními štěpnými produkty.

Aby k tomu nedošlo, je nutno štěpný materiál skladovat v uspořádání či nádobách s tzv. **bezpečnostní geometrií** - s co největším povrchem v poměru k objemu (na rozdíl od kulového uspořádání, kde je tomu opačně), aby většina neutronů snadno unikla mimo objem štěpného materiálu a nemohla tak způsobovat další štěpení.

## 7. Provoz jaderného reaktoru.

Během provozu nastává změna izotopického složení aktivní zóny vlivem absorpce neutronů, štěpení a rozpadu jader. V každém čase je nutné znát hodnotu multiplikačního koeficientu  $k_{ef}$  pro dané složení a stav reaktoru. Charakterem změny  $k_{ef}$  v čase se zabývá tzv. **dlouhodobá kinetika**.

**Změna koncentrace izotopu v čase** = vznik izotopu ( štěpením + absorpcí neutronu + rozpadem ) - úbytek izotopu ( štěpením + absorpcí neutronu + rozpadem )

Tuto rovnici lze napsat pro každý izotop v aktivní zóně. Multiplikační koeficient  $k_{ef}$  má po dlouhou dobu provozu reaktoru hodnotu větší než jedna. Je to základní podmínka pro provoz reaktoru. Přebytek nad jedna se nazývá **zásoba  $\delta$  neutronů nebo přebytek neutronů**.

**přebytek neutronů  $k_{ef} - 1 = \delta$**

**reaktivita reaktoru**

$$\rho = \frac{k_{ef} - 1}{k_{ef}} = \frac{\delta}{k_{ef}}$$

Tento přebytek je kompenzován určitým množstvím absorbéru v aktivní zóně ve formě tyčí nebo kapaliny – kyseliny borité.

Okamžité neutrony vznikají přímo ze štěpení, doba života je  $10^{-4} \sim 10^{-5} \text{ m.s}^{-1}$

Doba života **zpožděných neutronů** vznikajících z odštěpků se dělí do 6 skupin:

1.	0,3 s
2.	0,8 s
3.	3 s
4.	8 s
5.	30 s
6.	80 s

Ovlivňuje přechodové procesy a dynamiku reaktoru. Řízení reaktoru se uskutečňuje:

**Kompenzačními tyčemi**, které působí dlouhodobě a upravují  $k_{ef}$  blízko jedné.

**Regulačními tyčemi**, které působí krátkodobě a doladují  $k_{ef}$  na hodnotu jedna.

V lehkododných reaktorech se kompenzace reaktivity uskutečňuje pomocí kyseliny borité, která snižuje počet kompenzačních tyčí, zmenšuje nerovnoměrnost neutronového toku. Nevýhodou je znečištění chladiva tritiem, které vzniká absorpcí neutronů v izotopu bóru.

## Regulace výkonu reaktoru

Provádí se zasouváním regulačních tyčí. Vyhoříváním paliva v reaktoru se hromadí strusky (izotopy) a klesá zásoba reaktivity. Před zahájením musíme vytvořit rezervu na krytí ztrát při vyhořívání.

**Kompenzační tyče** se vytahují několik měsíců a po jejich úplném vytažení se musí vyměnit palivo. Vyhoření je funkcí životnosti a těsnosti povlaku paliva.

Zvýšením teploty moderátoru (vše se děje za provozu) klesá multiplikační koeficient  $k_{ef}$ .

$$\frac{d\rho}{dT} \cong -k_T \cdot 10^{-5} \quad [K]$$

$k_T$  ... teplotní součinitel

$k_T = 3 \approx 200$  pro reaktor s tepelnými neutrony

$k_T = 10 \approx 40$  pro tlakovodní reaktor

### Přebytek neutronů v reaktoru

$$\delta = k_{ef} - 1$$

### Změna neutronů v čase

$$\frac{dn}{d\tau} = \frac{n \cdot \delta}{\tau_n} \rightarrow \frac{dn}{n} = \frac{\delta}{\tau_n} \cdot d\tau$$

$n \cdot \delta$  ... v každé generaci se zvětší počet neutronů

$\tau_n$  ... střední doba životnosti neutronu

### Doba, za kterou vzroste výkon reaktoru

$$\frac{n}{n_0} = e^{\frac{\delta \cdot T}{\tau_n}} = e$$

### Perioda reaktoru

$$T = \frac{\tau_n}{k_{ef} - 1} = \frac{\tau_n}{\delta} \quad [s]$$

## 9. Reaktor v ustáleném stavu

Řídící tyče upravují okamžité změny výkonu reaktoru způsobené jinými faktory. Tyto tyče reagují na jakoukoliv změnu výkonu a podle okamžité potřeby se do aktivní zóny zasunují nebo se z ní vysunují. Tím se udržuje stav aktivní zóny  $k_{ef} = 1$ .

Havarijní tyče

Za normálního provozu nejsou v aktivní zóně zasunuty a slouží k rychlému zastavení štěpné reakce v případě, že by výkon reaktoru z nějakého důvodu významně přesáhl povolenou hodnotu, nebo při závažnějších poruchách. Účinnou složkou řídicích tyčí, která absorbuje neutrony, je většinou bór ve formě oceli legované bórem, řidčeji kadmium nebo hafnium ve formě slitin.

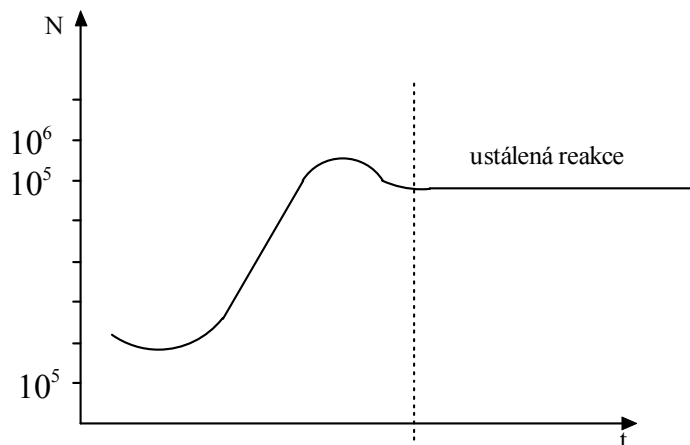
Jaderný reaktor pracuje v ustáleném stavu, tzn., že se ustálí hustota neutronového toku, tedy i tepelného toku a výkonu. Znamená to, že multiplikační faktor je roven jedné a reaktor je přesně kritický.

Za provozu však multiplikační faktor reaktoru klesá následkem:

- zvýšením teploty zejména moderátoru
- otravou způsobenou produkty štěpení
- vyhoříváním paliva

Energetický jaderný reaktor musí mít možnost nastavení jakéhokoliv výkonu mezi nulovým a maximálním podle potřeb provozu a tento výkon by měl jít měnit i když s jistým omezením.

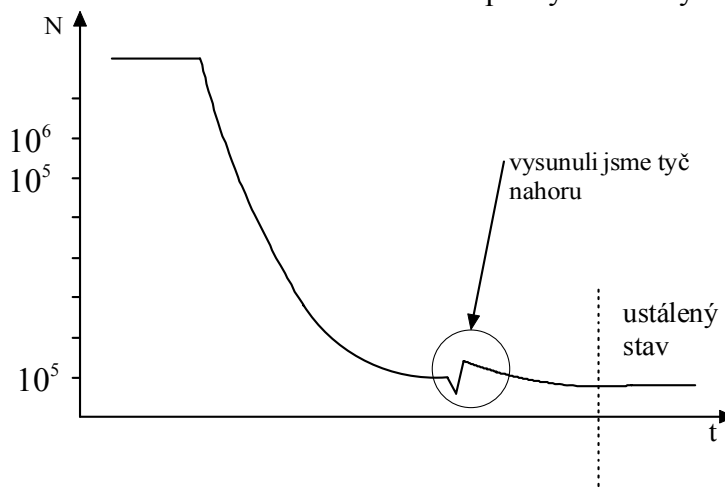
**Kompenzační tyče.** Jsou to tyče či celé kazety, které obsahují nuklid s vysokým účinným průřezem pro absorpci neutronů. Tyče jsou z počátku do aktivní zóny více zasunuty, aby eliminovaly přebytečnou reaktivitu. Jak se v průběhu provozu v palivu hromadí produkty štěpení a neutronová bilance se zhoršuje, tyče se postupně vysouvají. U tlakovodních reaktorů částečně přebírá roli kompenzačních tyčí kyselina boritá  $H_3BO_3$  přimíchána v chladicí vodě respektive v moderátoru. Při spuštění reaktoru je koncentrace kyseliny borité ve vodě vyšší, a čím více se spotřebovává palivo v aktivní zóně tím se koncentrace kyseliny borité řízeně ve vodě snižuje.



Obr.20. Ustálený stav reaktoru

### Snížení výkonu reaktoru

Zasuneme tyč směrem dolů, reaktor se dostává do podkritického stavu, tzn. že v aktivní zóně je nedostatek neutronů a přebytek absorbátoru. Začíná probíhat přechodový proces. Budeme-li chtít dostat reaktor do nadkritického stavu opět vysuneme tyč.

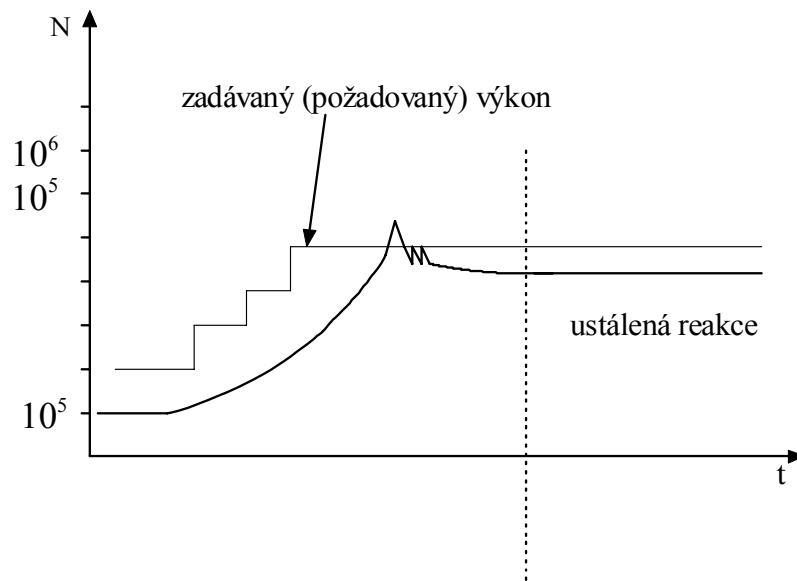


Obr. 21. Snižování výkonu reaktoru

Z grafu je vidět rychlé vysunutí tyče směrem nahoru, proto jsme museli znovu snížit rychlost a dostat reaktor do nadkritického stavu a docílit opět ustáleného stavu.

### 9.1. Zvyšování výkonu reaktoru

Zvyšováním výkonu reaktoru provádíme v podstatě opačnou operaci než u snižování výkonu. Povysunutím tyče směrem nahoru zvýšíme výkon reaktoru. Po nastavení potřebné rychlosti neutronů, začneme zasouvat tyč a hledáme kritický stav → snažíme se ustálit reakci.

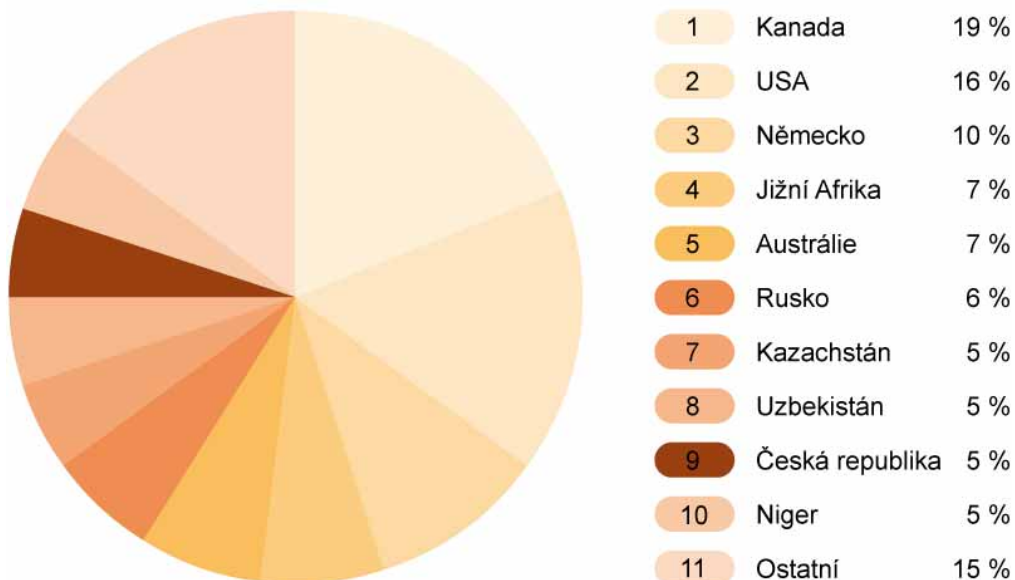


Obr.22. Zvyšování výkonu reaktoru

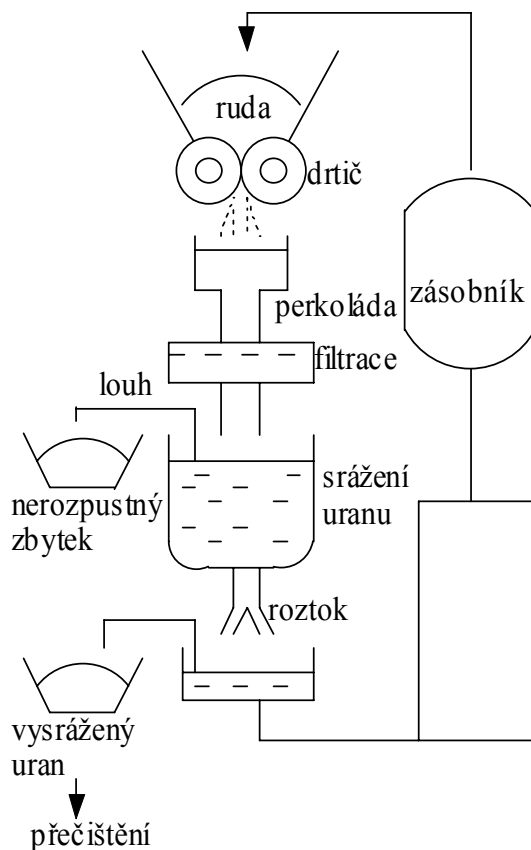
## 10. Jaderné palivo

Uran je přírodní štěpný materiál. V zemské kůře je 2 – 3 g přírodního uranu na jeden kilogram zeminy. Vyplatí se těžit 8 – 10 kg na tunu zeminy. U bohatých rud následuje praní a flotace. Ruda se rozdrcená pere a odstraňují se minerály. Potom následuje tepelná úprava při 700 °C za účel odstranění síry a minerálů. Pak následuje vyluhování v kyselině sírové, přečištění a žihání → vznikne žlutý koláč.

Pořadí světových producentů uranu údaje za období 1945-2007



Obr.23. Hlavní naleziště přírodního uranu ve světě



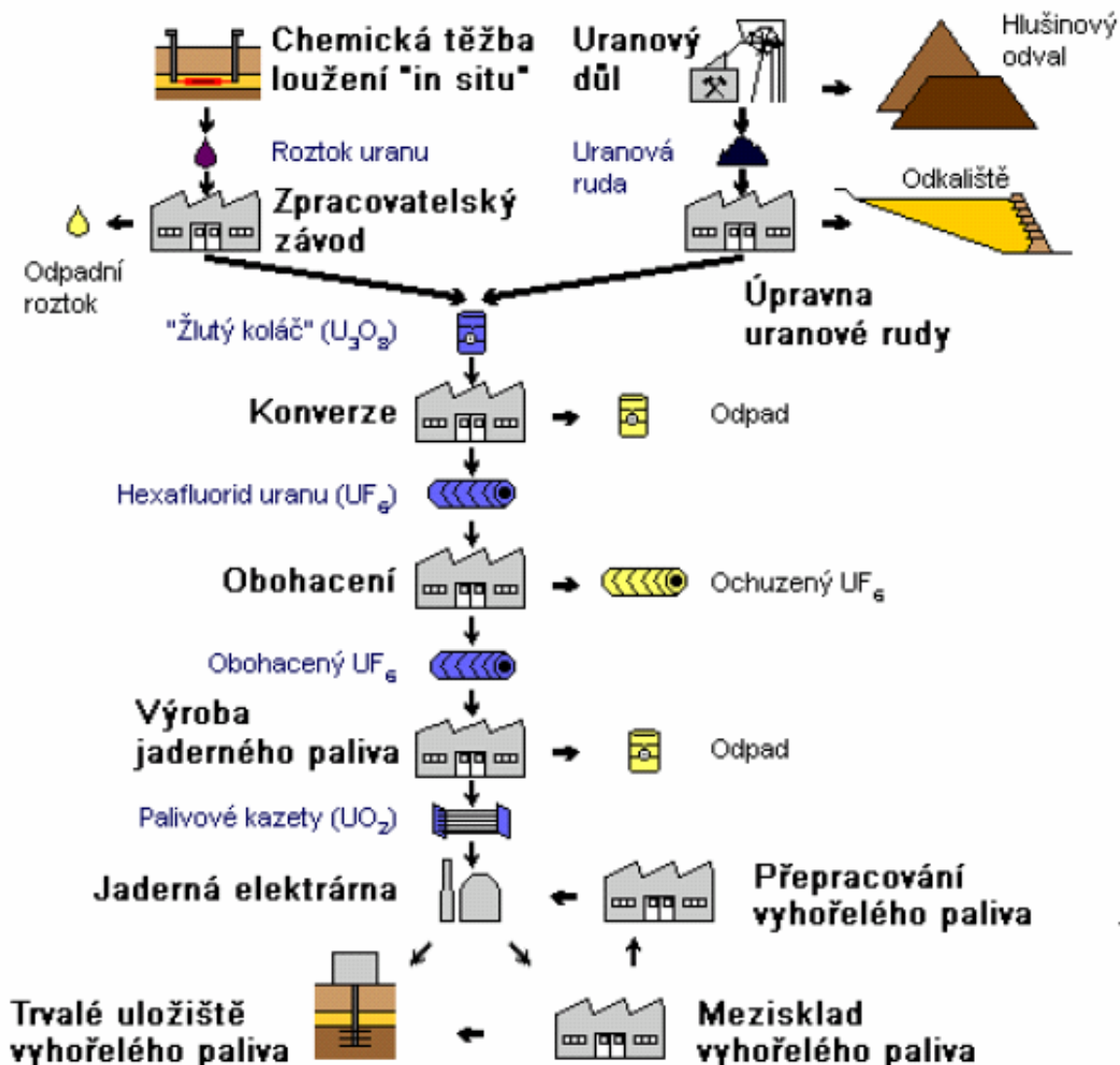
Obr.24. Schéma úpravy uranové rudy

Přírodní uran se skládá ze směsi dvou izotopů uranu U 235 a U 238 v poměru zhruba 0,7 % U 235 a 99,3 % U 238. V jaderném reaktoru potřebujeme obohacený U 235, na 2 – 4 %. Přírodní uran je dokonale vodivý, dobře zpracovatelný. Kovový uran je z hlediska svých vlastností velmi špatným materiálem pro využití v energetickém reaktoru. Při nižších teplotách dochází k přeměně, která je spojena se změnou objemu. Lze ho vázat s jinými kovy, což je příčinou zhoršené pohltivosti neutronů. Teplota tavení se pohybuje kolem 1133 °C.

**Palivový cyklus** dnešních jaderných elektráren začíná těžbou uranové rudy v hlubinných nebo povrchových dolech. Ekonomicky těžitelná ruda obsahuje v současné době minimálně 0,1% uranu. Vytěžená ruda je v uranové úpravě rozdrčena, jemně rozemleta a výsledný produkt ještě bývá vyluhován roztokem kyseliny sírové. Po vysrážení se z roztoku získá koncentrát žluté barvy ve formě oxidu uranu (odkud též jeho název „žlutý koláč“). Uranový koncentrát se odesílá do konverzního závodu na vyčištění a konverzi na plynný hexafluorid uranu. Ten pak slouží jako vsázka do obohacovacího závodu, kde se zvýší obsah štěpitelného izotopu na přibližně 2 až 5%. Přírodní uran obsahuje jen 0,7 % štěpitelného izotopu. Zbytek, tj. více než 99%, tvoří neštěpitelný izotop, který nedovedou dnešní lehkododní reaktory využít.

V obohacovacích závodech se z původní vsázky uranu obohatí asi jedna šestina, zbytek tvoří tak zvaný ochuzený uran obsahující zejména neštěpitelný uran. Obohacovací závody stačí zásobovat velký počet jaderných elektráren, proto je jich ve světě v provozu jen několik. Obohacený plynný hexafluorid se ve speciálních kontejnerech dopravuje do závodů na výrobu palivových článků.

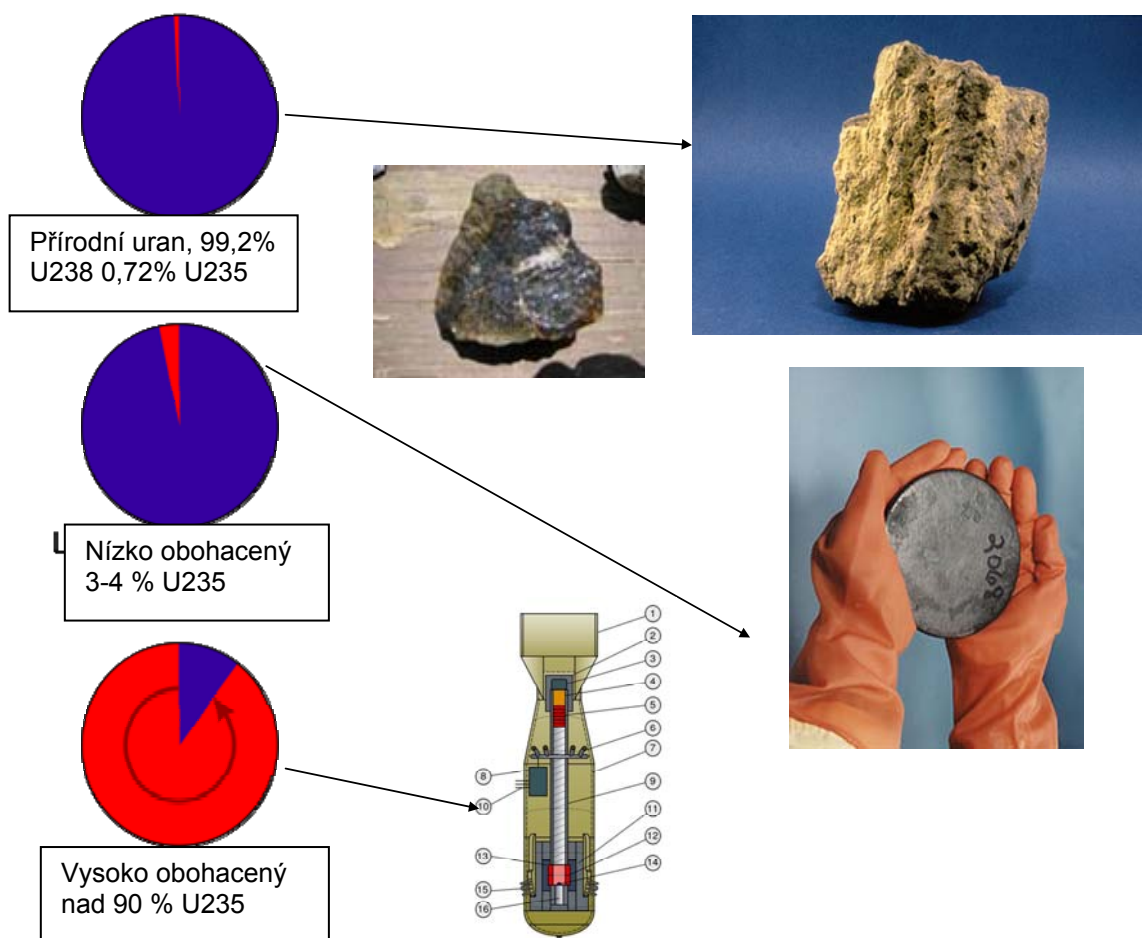




Obr.25. Schéma palivového cyklu u jaderné elektrárny

Technologický postup výroby paliva pro jaderný reaktor:

- Mechanické a chemické operace toužením vedoucí k tvorbě chemického koncentráту uranu – tzv. žlutého koláče
- Při přečištění se dosahuje zbavení nečistot z původní uranové rudy, aby byla dosažena tzv. jaderná čistota.
- Po ukončení pročišťovacích procesů je uran převeden do chemické formy  $UF_6$  – hexafluorid uranový.
- $UF_6$  je za běžné teploty pevná bílá látka, která za normálního tlaku při  $56\text{ }^\circ\text{C}$  přímo přechází do plynného stavu sublimací.
- Při obohacování je cílem zvýšit zastoupení nuklidu U 235 vůči dominantnímu U 238.
- Používají se dva různé způsoby: obohacování plynnou difuzí a v odstředivkách.
- Následuje rekonverze plynného  $UF_6$  na práškový oxid uranický  $UO_2$  a vypálení keramických tablet jaderného paliva.
- Z uzavřených proutků ze slitiny zirkonia popř. nerez oceli, obsahující tablety  $UO_2$  se sestavují palivové kazety.

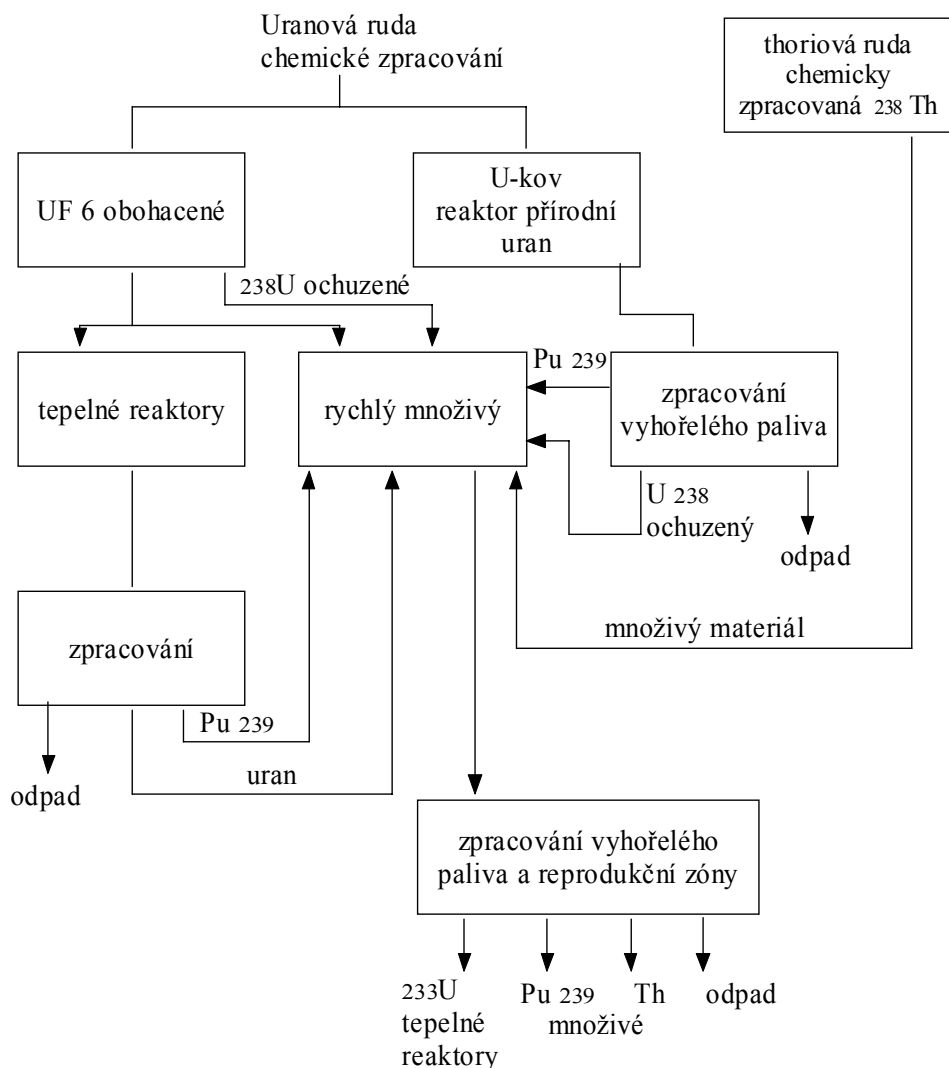


Obr. 26. Názorné příklady využití přírodního, nízko a vysoko obohaceného uranu U 235

Po použití uranového paliva v reaktoru a nezbytné době skladování existují dvě možnosti, jak s ním naložit. První možností je úprava vyhořelého paliva a následné „přímé“ konečné uložení, druhou možností je přepracování. Přepracováním se rozumí separování uranu a plutonia z vyhořelého paliva, výroba nového paliva ze získaného materiálu a opětovné použití v reaktoru. Většina států provozujících jaderné elektrárny přepracování vyhořelého paliva nevyužívá. Při obohacování vzniká jako odpadní vedlejší produkt ochuzený uran. Každý obohacovací závod vyprodukuje několik tisíc tun tohoto materiálu ročně.

**Radioaktivní odpad** produkuje každé jaderné zařízení. Podle aktivity se odpad dělí do tří kategorií na nízkoaktivní (LAW), středně aktivní (MAW) a vysokoaktivní (HAW). V porovnání s ostatními kategoriemi tvoří vysokoaktivní odpad pouze malou část objemu, ale je v něm koncentrována většina celkové aktivity. K jeho hlavním složkám patří především vyhořelé palivo určené ke konečnému uložení, vitrifikované štěpné produkty separované jako odpad při přepracování a materiál zaktivovaný v reaktoru. Středně a nízkoaktivní kategorie zahrnují širší spektrum odpadu.

**Úložiště** pro definitivní uložení radioaktivního odpadu musí být vybudováno bez ohledu na to, zda země využívá přepracování vyhořelého paliva. Přepracováním, se totiž po svém použití již podruhé nepřepřacovává a musí se uložit jako vyhořelé. zatímco úložiště pro vyhořelé palivo zatím nebylo nikde na světě postaveno, zařízení pro ukládání středně a nízkoaktivních odpadů některé země provozují.



Obr.27. Schéma komplexního uzavřeného palivového cyklu s jadernými reaktory s tepelnými a rychlými neutrony .

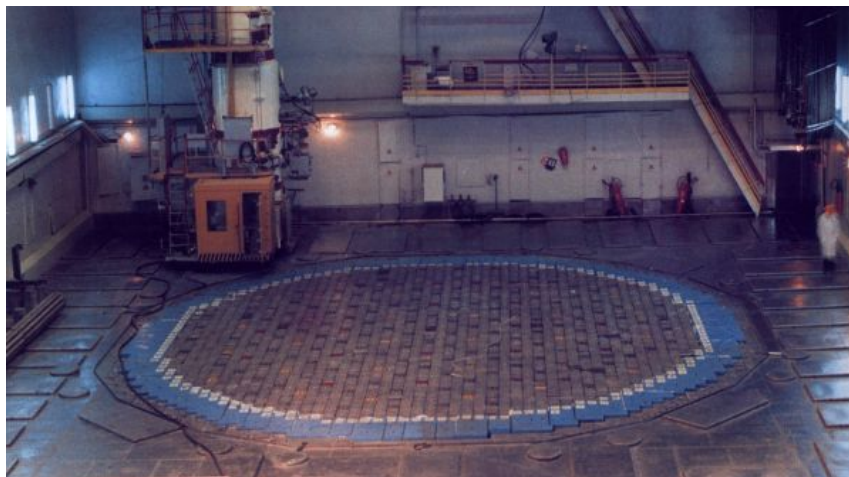
### 10.1. Výměna paliva

Po vyčerpání přebytku uranu v aktivní zóně je nutno vyhořelé palivo vyměnit za čerstvé. Výměna paliva probíhá při zastaveném reaktoru zpravidla jednou za 1 až 1,5 roku. Přitom se nahradí 1/4 až 1/3 palivových kazet a nahradí se kazetami s čerstvým palivem. Použité palivo se navenek nijak neliší od paliva čerstvého, změnila se jeho vnitřní struktura - místo částí jader uranu 235 se v něm vyskytují jádra fragmentů a palivo se stalo radioaktivním. Výměna probíhá pod vodou, kazety s použitým palivem se několik let ochlazují v bazénu vedle reaktoru a teprve pak se přemísťují do meziskladu použitého paliva. Radioaktivní štěpné produkty při svém rozpadu produkují stále teplo, proto je potřeba použité palivové soubory chladit, než se neaktivnější radionuklidy rozpadnou a teplota i radioaktivita klesne na úroveň, kdy je s nimi možno dále manipulovat. Známe dva způsoby výměny paliva:

**Kampaňovitý** - reaktor se odstaví a provede se výměna paliva.

**Kontinuální** - vyměňuje se pouze část paliva za provozu zavážecím strojem.

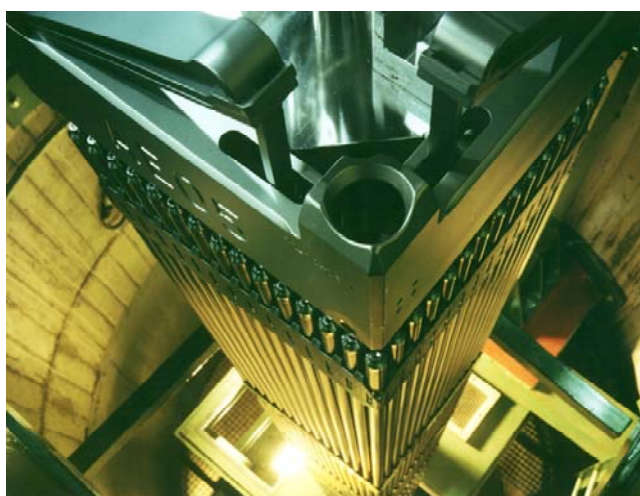
Kontinuální způsob umožňuje větší vyhoření paliva o 40-60% a potřebu menší kompenzace přebytku reaktivity. Nevýhodou je složitý zavážecí stroj, který se v době výměny paliva stává součástí primárního okruhu. O způsobu výměny rozhodují ekonomické a bezpečnostní faktory.



Obr.28. Kontinuální výměna paliva zavázcím strojem



Obr.29. Montáž palivových elementů do palivového článku typu VVER



Obr.30. Detail palivového článku



## 11. Jaderná elektrárna VVER 440 Dukovany

Jaderná elektrárna Dukovany je první provozovanou jadernou elektrárnou v ČR a je určena pro provoz v základním energetickém režimu. V současné době má jaderná elektrárna Dukovany čtyři bloky VVER 440, typ V 213, každý o výkonu 440 MW. Každý rok dodává do sítě kolem 13 TWh elektrické energie, což představuje asi 20 % z celkové spotřeby elektřiny v České republice.

V areálu jaderné elektrárny Dukovany jsou kromě čtyř reaktorových bloků další dvě jaderná zařízení - sklad použitého jaderného paliva a úložiště nízko a středně radioaktivních odpadů.

VVER 440 má heterogenní tlakovodní energetický reaktor. Moderátor i chladivo tvoří demineralizovaná voda s obsahem kyseliny borité  $H_3BO_3$  0-12 g/ kg  $H_2O$ . Palivem je málo obohacený uran ve formě kysličníku uraničitého. Kolem reaktoru je symetricky rozmístěno 6 cirkulačních smyček primárního okruhu. Reaktorová nádoba je uložena v betonové šachtě a celou hmotností je reaktor uložen ve vodní biologické ochraně. Reaktor má typové označení V 230, V 213.

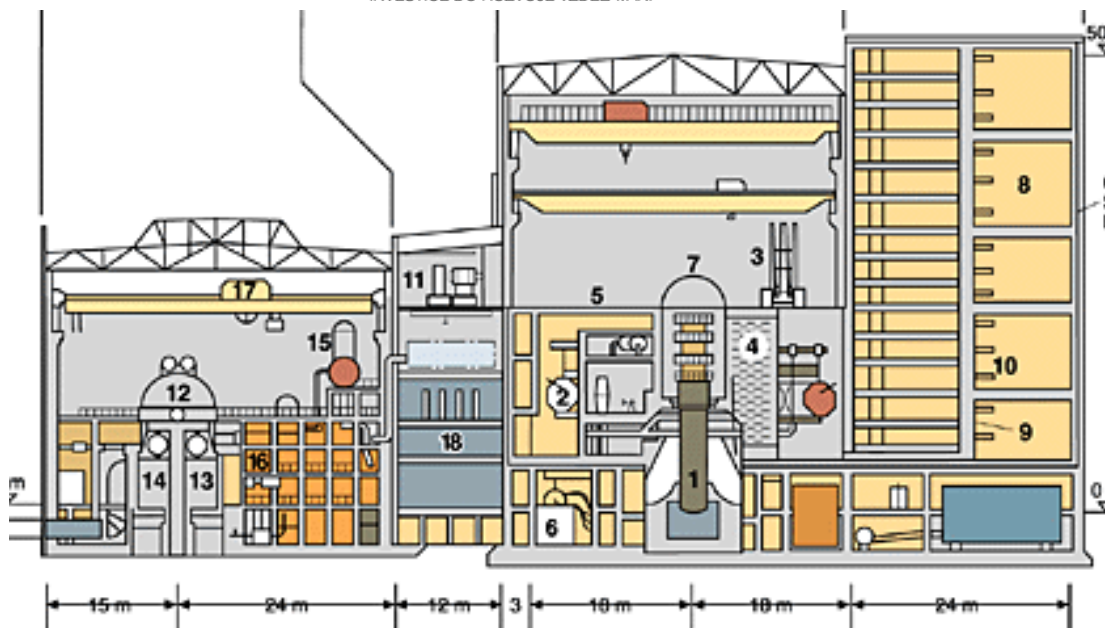
Tento reaktor se nachází v jaderné elektrárně Dukovany. Tepelný výkon je 1375 MW.



Obr. 31. Celková koncepce jaderné elektrárny Dukovany

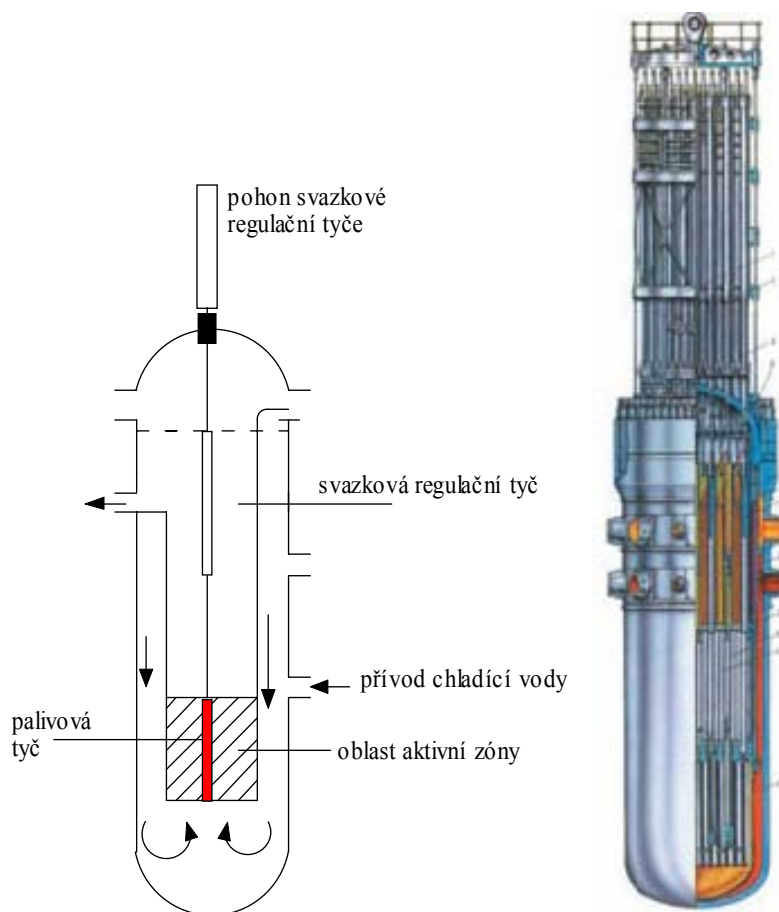
Tlaková nádoba je z legované austenitické oceli, její průměr je 3,56 m a výška 11,8 m. Obsahuje 312 kusů palivových kazet s průměrným obohacením 2,5 % a 37 absorbčních tyčí. Hmotnost paliva resp. vsázka uranu se rovná 42 tunám. Tento typ reaktoru používá jako moderátor a chladivo obyčejnou (lehkou) vodu stejně jako JE Temelín. Tlak v reaktoru je 12,25 MPa. Teplota chladiva se pohybuje v rozmezí 267 – 297 °C.

Například pravděpodobnost poškození aktivní zóny jaderné elektrárny Dukovany je v současné době vyjádřena bezpečnostním koeficientem  $1,7 \cdot 10^{-5}$ . Ten by se však realizací dalších bezpečnostních programů měl do roku 2010 zvýšit až na hodnotu  $7,7 \cdot 10^{-6}$ . To znamená, že k události, vedoucí k poškození paliva v aktivní zóně, může dojít s pravděpodobností 1x za 130 000 let. Mezinárodní agentura pro jadernou energii doporučuje tuto hodnotu pro nové jaderné elektrárny.

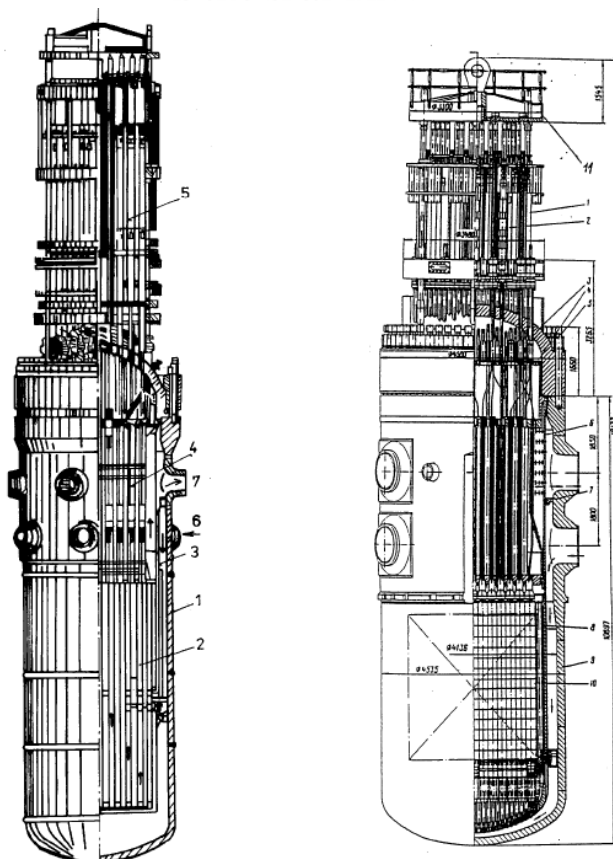


Obr.32. Řez výrobním blokem jaderné elektrárny VVER 440

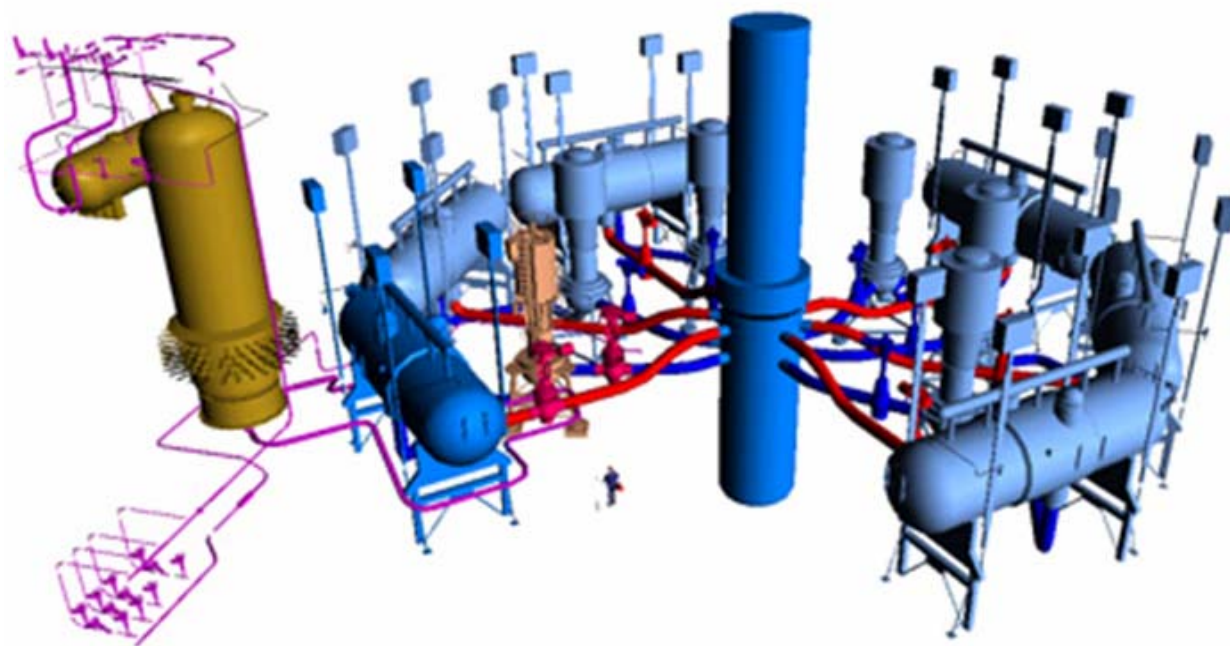
1- reaktorová nádoba, 2- parní generátor, 3-zavážecí stroj, 4-bazén vyhořelého paliva, 5-I.okruh, 6-sytém dodávky napájecí vody, 7-poklop reaktoru, 8- hranice systému I. okruhu , 9-barbotážní přepážky, 10-pojistné ventily barbotáže, 11-vzduchotechnika, 12-turbína 2x220 MWe, 13-kondenzátor, 14-blok turbíny, 15-napájecí nádrž s odplyňovákem, 16-separátor a přehřívač, 17-jeřáb, 18-elektrické vybavení a řízení



Obr.33. Schéma reaktoru VVER 440



Obr. 34. Reaktor VVER 440 a VVER 1000

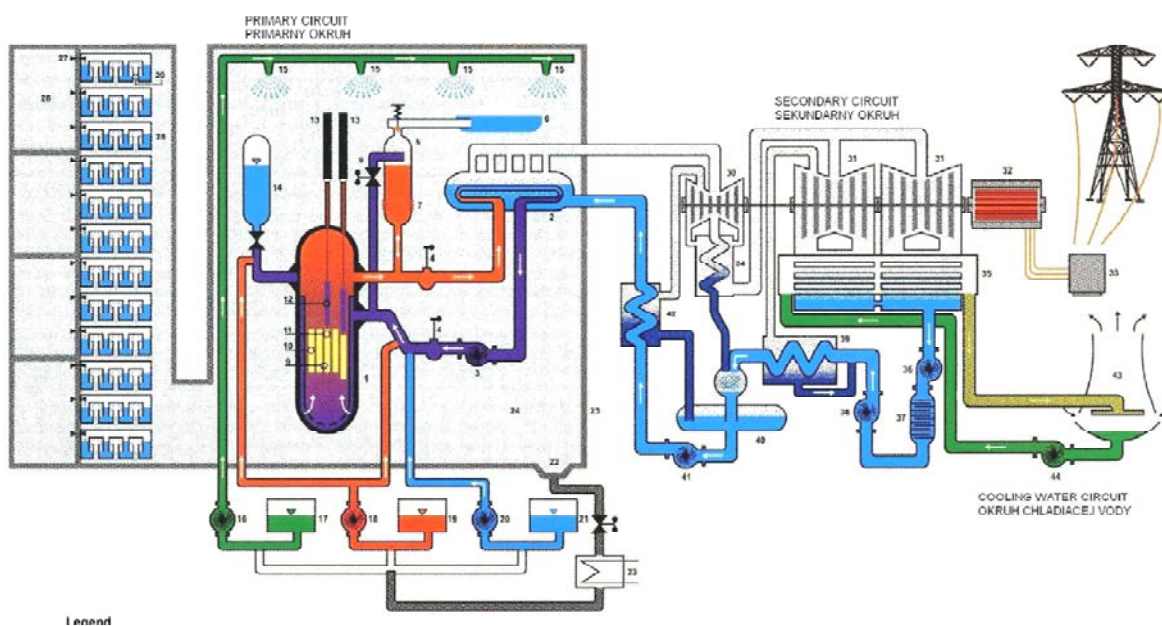


Obr. 35. Schéma primárního okruhu VVER 440 s šesti parními generátory, šesti oběhovými čerpadly a uzavíracími armaturami, kompenzátorem objemu a barbotážní nádrží

## 11.1 Charakteristika jaderné elektrárny VVER 440 Dukovany

Počet bloků	4	Průměr tělesa parogenerátoru	3,21 m
Typ reaktoru	tlakovodní energetický reaktor VVER 440/213	Délka tělesa parogenerátoru	11,80 m
<b>Výkon jednoho bloku</b>		<b>Hlavní cirkulační čerpadlo</b>	
Nominální tepelný výkon	1375 MWt	Počet na blok	6
Výkon na svorkách alternátoru	440 MWe	Příkon jednoho čerpadla	1,6 MW
Výkon dodávaný do elektrické sítě	388 MWe	Provozní výkon	cca 7000 m <sup>3</sup> /hod
Vlastní spotřeba	52 MWe	Jmenovité otáčky	1460 ot/min
		Hmotnost čerpadla	cca 48 t
<b>Technické parametry reaktoru</b>		<b>Turbína</b>	
Výška reaktoru	23,67 m	Počet VT dílů	1
Vnitřní průměr tlakové nádoby	3,542 m	Počet NT dílů	2
Síla stěny válcové části nádoby	340 mm	Jmenovité otáčky	3000 ot/min
Tloušťka nerezové výstelky	9 mm	Teplota vstupní páry	256°C
Hmotnost nádoby bez chladiva	215,15 t	Tlak vstupní páry	4,3 MPa
Hmotnost reaktoru	395 t	<b>Generátor</b>	
<b>Aktivní zóna reaktoru</b>		Výkon	220 MW
Počet palivových kazet	312	Napětí na svorkách	15,75 kV
Počet palivových proutků v kazetě	126	Jmenovitá frekvence	50 Hz
Počet regulačních kazet	37	Chlazení	vodík – voda
Výška aktivní zóny	2,5 m	<b>Kondenzátor</b>	
Průměr aktivní zóny	2,88 m	Počet na jednu turbínu	1
Obohacení paliva	1,6/2,4/3,6/3,82*% U 235	Počet trubek v jednom kondenzátoru	31 716
Vsázka paliva (UO <sub>2</sub> )	42 t	Průtok chladicí vody	35 000 m <sup>3</sup> /hod
Cyklus výměny paliva	čtyřletý s částečným přechodem na pětiletý	<b>Materiál</b>	titan
	* s profilovaným obohacením	<b>Chladicí věže</b>	
<b>Systém chlazení reaktoru</b>		Počet na blok	2
Počet chladicích smyček	6	Výška	125 m
Vnitřní průměr hlavního cirkulačního potrubí	500 mm	Průměr v koruně věže (vnitřní)	59,49 m
Objem chladiva v primárním okruhu	209 m <sup>3</sup>	Patní průměr	87,94 m
Pracovní tlak	12,25 MPa	Tloušťka pláště	0,6-0,15 m
Teplota chladiva na vstupu	cca 267°C	Počet šikmých stojek	104
Teplota chladiva na výstupu	cca 297°C	Průtok vody jednou věží	cca 10,55 m <sup>3</sup> /s
Průtok chladiva reaktorem	42 000 m <sup>3</sup> /hod	Odpar z jedné věže	max. 0,15 m <sup>3</sup> /s
<b>Parogenerátor</b>			
Počet na blok	6		
Množství páry vyrobené v jednom parogenerátoru	452 t/hod		
Tlak páry na výstupu	4,61 MPa		
Teplota páry na výstupu	260,0°C		
Hmotnost parogenerátoru	cca 165 t		





Obr.36. Zjednodušené schéma I. a II. okruhu VVER 440 s barbotážní věží

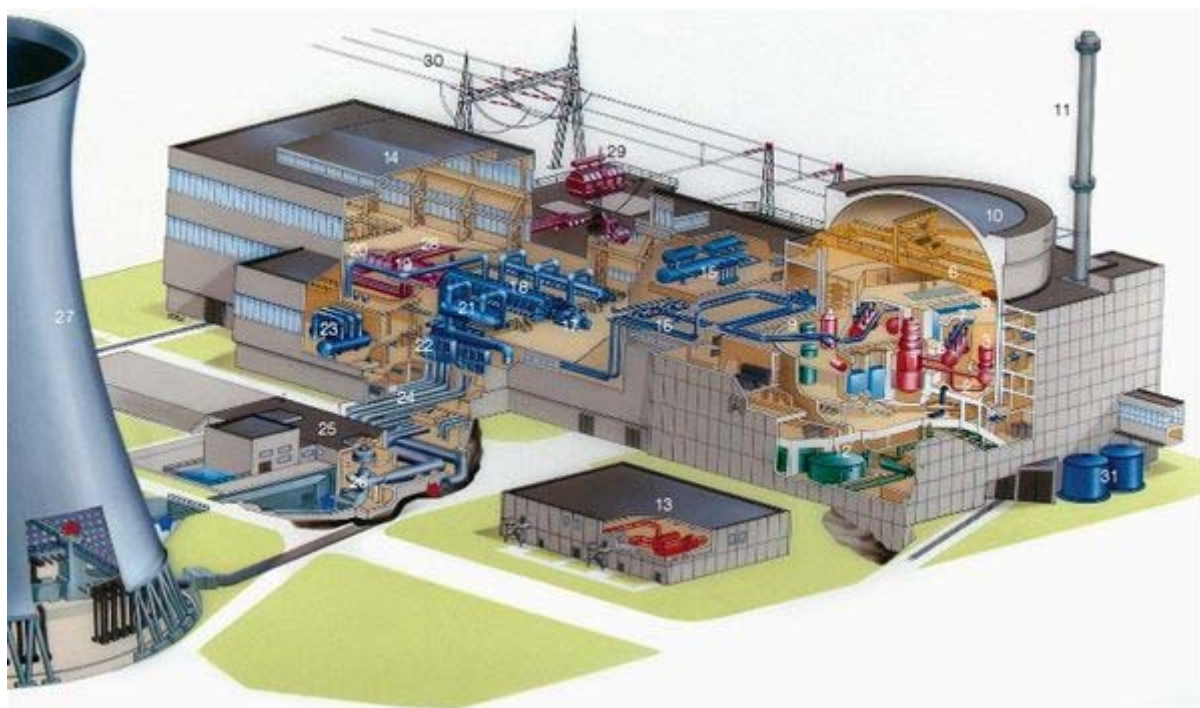
### Lepší využití paliva

Palivem je v jaderné elektrárně Dukovany oxid uraničitý  $UO_2$ . Palivo je v reaktoru umístěno v 312 palivových článcích. Každý článek je tvořen 126 palivovými proutky, ve kterých je palivo hermeticky uzavřeno. Mimo to je v reaktoru 37 regulačních kazet s palivovou částí.

Původní projektová palivová vsázka předpokládala využití jaderného paliva v takzvaném tříletém palivovém cyklu, to znamená, že každá palivová kazeta pracuje v reaktoru po dobu tří let a poté je vyvezena do bazénu použitého paliva a nahrazena kazetou čerstvou. Každý rok byla tedy v reaktoru vyměněna přibližně jedna třetina palivových kazet. Základním schématem překládky paliva bylo umístění čerstvých kazet na okraj aktivní zóny, po jednotlivých letech se při výměnách kazety přesouvaly směrem ke středu aktivní zóny. Z ekonomického hlediska (efektivní využití paliva) nebyla toto schéma ideální. Navíc čerstvé kazety mají v aktivní zóně vyšší výkon a jejich umístění na okraj zóny nebylo vhodné ani z hlediska radiační zátěže na nádobu reaktoru. Zlepšené parametry paliva umožnily přejít v roce 1997 z tříletého na čtyřletý palivových cyklus a od roku 2003 se postupně najíždí na cyklus pětiletý. Tato změna představuje nejen úspory z hlediska prostor pro skladování paliva, ale i významné úspory ekonomické. Jen do konce roku 2004 dosáhly několika miliard korun. Oproti projektovému stavu z roku 195 se na jednom bloku sníží roční množství paliva, které je třeba uskladnit, ze 14 tun na 8,7 tuny. Plný přechod čtyř dukovanských bloků na pětiletý cyklus výměny bude dokončen v roce 2008. V rámci výměny paliva na 3. dukovanském bloku v roce 2005 byl poprvé použit zcela nový typ pokročilého paliva s označením Gd-2 s vyhořivajícím absorbátorem. Nové palivo dodává ruská společnost TVEL. Při zachování výkonnosti kazety má sníženo střední obohacení izotopem uranu 235 ze 4,38 % na 4,25%. Tento zdánlivě nepatrný rozdíl v konečném důsledku představuje významné snížení ceny paliva, které tvoří asi čtvrtinu výrobních nákladů jaderných elektráren. V této souvislosti proběhl úspěšně proces licencování a následná instalace nového softwaru a hardwaru pro kontroly při spuštění bloku.

## 12. Jaderná elektrárna VVER 1000 Temelín

Zkratka VVER vychází z ruského názvu (vodo-vodní energetický reaktor). Tento reaktor najdeme v jaderné elektrárně Temelín. Tepelný výkon je 3000 MW, průměr tlakové nádoby je 4,5 m a výška 10,9 m. Obsahuje 163 palivových článků s průměrným obohacením 3,5 % a 61 regulačních tyčí. Hmotnost paliva resp. vsázka uranu se rovná 92 tunám. Tento typ reaktoru používá jako moderátor a chladivo obyčejnou (lehkou) vodu. Tlak v reaktoru je 15,7 MPa. Teplota chladiva se pohybuje v rozmezí 290 – 320 °C.



Obr. 37. Celková koncepce jaderné elektrárny Temelín

- |                                   |   |                                  |
|-----------------------------------|---|----------------------------------|
| 1. Reaktor                        | 12. Systém havarijního chlazení aktivní | 22. Kondenzátor                  |
| 2. Potrubí primárního okruhu zóny | 13. Diesel generátorová stanice         | 23. Tepelný výměník              |
| 3. Hlavní cirkulační čerpadlo     | 14. Strojovna                           | 24. Vstup a výstup chladicí vody |
| 4. Kompenzátor objemu             | 15. Napájecí nádrž                      | 25. Čerpací stanice              |
| 5. Parogenerátor                  | 16. Hlavní parní potrubí                | 26. Čerpadlo chladicí vody       |
| 6. Polární jeřáb                  | 17. Vysokotlaký díl turbíny             | 27. Chladicí věž                 |
| 7. Bazén použitého paliva         | 18. Nízkotlaký díl turbíny              | 28. Vývod výkonu z generátoru    |
| 8. Zavážecí stroj                 | 19. Generátor                           | 29. Transformátor                |
| 9. Hydroakumulátory               | 20. Budič                               | 30. Vyvedení výkonu              |
| 10. Kontejnment                   | 21. Separátor                           | 31. Zásobníky destilátu          |
| 11. Ventilační komín              |   |                                  |

### Charakteristické parametry jaderné elektrárny Temelín

evropský  
sociální  
fond v ČR

EVROPSKÁ UNIE

MINISTERSTVO ŠKOLSTVÍ,  
MLÁDEŽE A TĚLOVÝCHOVYOP Vzdělávání  
pro konkurenceschopnost

INVESTICE DO ROZVOJE VZDĚLÁVÁNÍ

Počet bloků 2  
Typ reaktoru Tlakovodní energetický reaktor VVER 1000

**Výkon jednoho bloku**

Nominální tepelný výkon 3000 MWt  
Výkon na svorkách alternátoru 981 MWe  
Výkon dodávaný do elektrické sítě 912 MWe  
Vlastní spotřeba 69 MWe

**Technické parametry reaktoru**

Výška tlakové nádoby 10,9 m  
Vnitřní průměr tlakové nádoby 4,5 m  
Síla stěny válcové části nádoby 193 mm  
Tloušťka nerezové výstelky 7 – 18 mm  
Hmotnost reaktoru bez chladiva cca 800 t  
Hmotnost tlakové nádoby 322 t

**Aktivní zóna reaktoru**

Počet palivových kazet 163  
Počet palivových proutků v kazetě 312  
Počet regulačních svazkových tyčí 61  
Výška aktivní zóny 3,6 m  
Průměr aktivní zóny 3,1 m  
Obohaceni paliva max. 5 % U 235  
Vsázka paliva (UO<sub>2</sub>) 92 t  
Cyklus výměny paliva čtyřletý

**Systém chlazení reaktoru**

Počet chladicích smyček 4  
Vnitřní průměr hlavního cirkulačního potrubí 850 mm  
Objem chladiva v primárním okruhu 337 m<sup>3</sup>  
Pracovní tlak 15,7 MPa  
Teplota chladiva na vstupu cca 290<sup>o</sup> C  
Teplota chladiva na výstupu cca 320<sup>o</sup> C  
Průtok chladiva reaktorem 84 800 m<sup>3</sup>/hod

**Parogenerátor**

Počet na blok 4  
Množství páry vyrobené v jednom parogenerátoru 1470 t/hod  
Tlak páry na výstupu 6,3 MPa  
Teplota páry na výstupu 278,5<sup>o</sup> C  
Hmotnost parogenerátoru cca 416 t

Průměr tělesa parogenerátoru 4,2 m  
Délka tělesa parogenerátoru 14,5 m

**Hlavní cirkulační čerpadlo**

Počet na blok 4  
Příkon jednoho čerpadla 5,1 – 6,8 MW  
Provozní výkon cca 21 200 m<sup>3</sup>/hod  
Jmenovité otáčky 1000 ot/min  
Hmotnost čerpadla cca 156 t

**Ochranná obálka**

(kontejment)

Výška válcové části 38 m  
Vnitřní průměr válcové části 45 m  
Tloušťka stěny 1,2 m  
Tloušťka nerezové výstelky 8 mm

**Turbína**

Počet VT dílů 1  
Počet NT dílů 3  
Jmenovité otáčky 3000 ot/min  
Hmotnost VT dílu 206 t  
Hmotnost NT dílu 480 t

**Alternátor**

Jmenovitý zdánlivý výkon 1111 MVA  
Účinnost 0,9  
Napětí na svorkách 24 kV  
Jmenovitá frekvence 50 Hz  
Chlazení vodík - voda  
Hmotnost 564 t

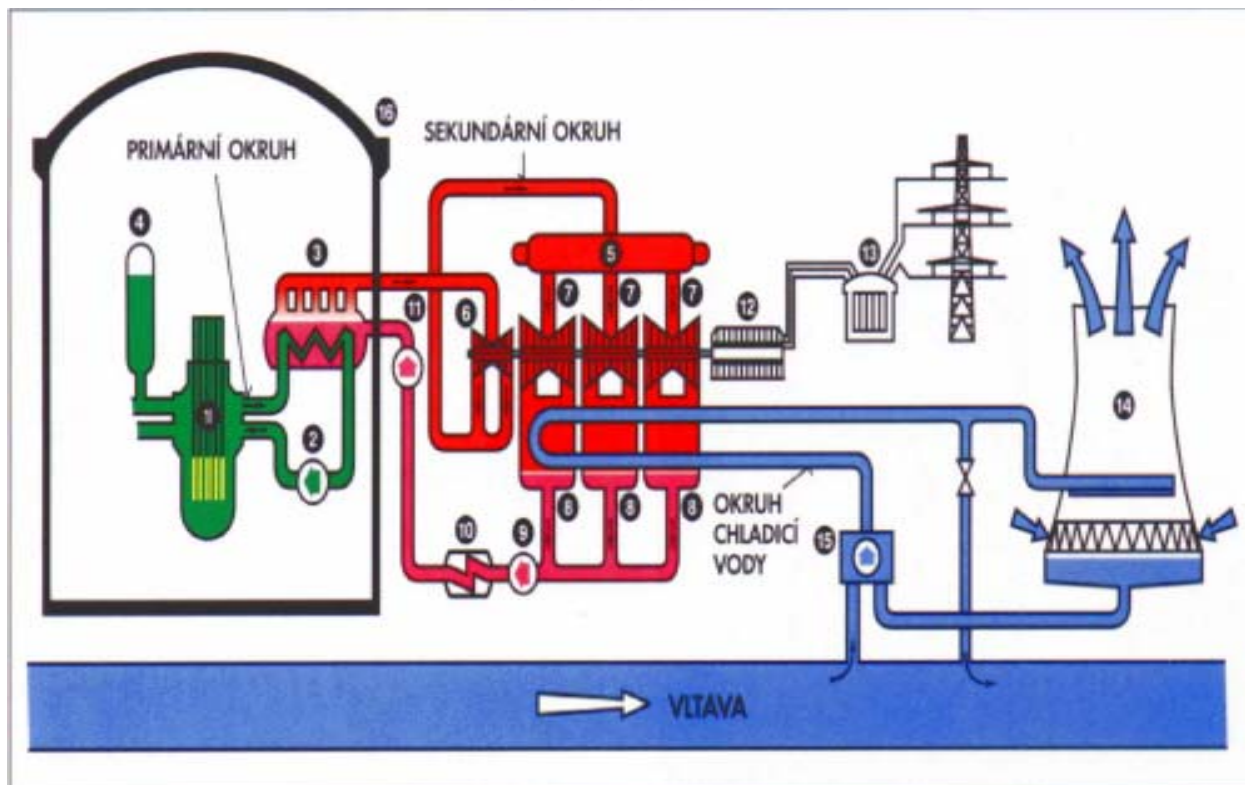
**Kondenzátor**

Počet na jednu turbínu 3  
Počet trubek v jednom kondenzátoru cca 32 000  
Délka trubky 12 m  
Materiál titan

**Chladicí věže**

Počet na blok 2  
Výška 154,8 m  
Průměr v koruně věže 82,6 m  
Patní průměr 130,7 m  
Tloušťka pláště 0,9 – 0,18 m  
Počet šikmých stojek 112  
Průtok vody jednou věží cca 17,2 m<sup>3</sup>/s  
Odpar z jedné věže max. 0,4 m<sup>3</sup>/s





**SCHEMA JE TEMELIN:** 1. Reaktor, 2. Hlavní cirkulační čerpadlo, 3. Parogenerátor, 4. Kompenzátor, 5. Separátor - přehřívák, 6. Vysokotlaký díl turbíny, 7. Nizkotlaký díl turbíny, 8. Kondenzátor, 9. Kondenzátní čerpadlo, 10. Regenerace, 11. Napájecí čerpadlo, 12. Elektrický generátor, 13. Transformátor, 14. Chladicí věž, 15. Čerpací stanice, 16. Ochranná obálka

Obr.38. Zjednodušené schéma jaderné elektrárny VVER 1000 Temelín

### 12.1. Popis základních částí jaderné elektrárny Temelín

V jaderné elektrárně se teplo potřebné pro výrobu elektrické energie vyvíjí prostřednictvím řízené štěpné řetězové reakce, která probíhá v štěpném materiálu –U 235 . Štěpení je fyzikální proces, při kterém se jádro U 235 po zachycení neutronu rozdělí na dvě nebo více částí (tzv. úlomky štěpení) a uvolní se 2-3 neutrony. Aby byl neutron zachycen jádrem U 235, musí se zpomalit na tzv. tepelnou energii. Ke zpomalení neutronu slouží moderátor, kterým je v reaktoru jaderné elektrárny Temelín upravená demineralizovaná voda. Voda slouží současně jako chladivo, odvádějící generované teplo z aktivní zóny.

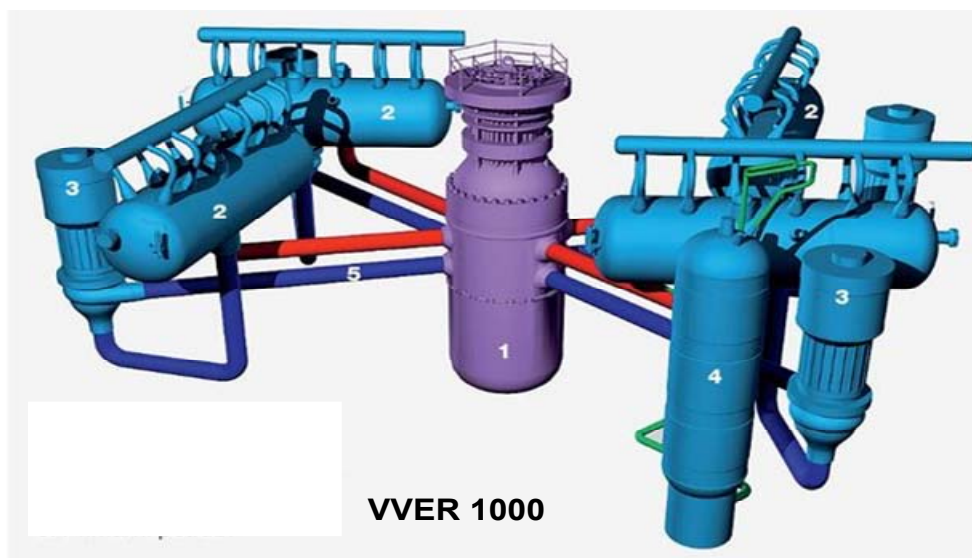
Teplo v aktivní zóně reaktoru vzniká z kinetické energie produktů štěpení (úlomky štěpení, neutrony, ionizující záření), které ji postupně předávají okolním atomům a tím je rozkmitávají. Důsledkem většího rozkmitání atomů je pak zvýšení teploty příslušného materiálu. Primární voda (chladivo) ohřátá v aktivní zóně je vedena do parogenerátoru, kde se sekundární voda mění v páru. Ta pohání turbogenerátor, vyrábějící elektrický proud obdobně jako v kterékoli jiné tepelné elektrárně.

Palivový cyklus reaktoru VVER 1000				Uhelná elektrárna			
Elektrický výkon:	MWe	1000		Elektrický výkon:	MWe	1000	
Účinnost		33,0%		Účinnost		35,0%	
Teplý výkon	MW	3030		Teplý výkon	MW	2857	
Koeficient využití		85,0%		Koeficient využití		85,0%	
Vyrobena elektrina	TWhel.	7,446		Vyrobena elektrina	TWhel.	7,446	
Vyrobena teplo	TWh	22,564		Vyrobene teplo	TWh	21,274	
<b>Palivo</b>				<b>Palivo</b>			
Vytěženo	tU	166,9	% U <sup>235</sup> 0,715%	Vytěženo	t uhlí	5 105 829	
Obohaceno	tU	23,2	% U <sup>235</sup> 3,600%	Výhřevnost	kJ/kg	15 000	
Ochuzený odpad	tU	143,7	% U <sup>235</sup> 0,250%	Výhřevnost	TWh/t	4,17E-06	
Vsazeno na rok do rektoru:	tU	23,2	% U <sup>235</sup> 3,600%	Prěpočet kJ/kg na TWh/t	[TWh/t]/kJ/kg	3,60E+09	
<b>Vyjmutó z reaktoru ve vyhořelém palivu</b>				<b>Emise</b>			
Obohacený uran	tU	21,889	% U <sup>235</sup> 0,804%	Emise CO <sub>2</sub>	t CO <sub>2</sub>	18 721 371	
Plutonium	tPu	0,440	% Pu <sup>239</sup> 0,715%	Emise CO <sub>2</sub>	t CO <sub>2</sub> /TWh el.	2 514 286	
				CO <sub>2</sub> daň	EUR/t CO <sub>2</sub>	10	
<b>Na výrobu 7,446 TWh el. spotřebováno</b>	tU	0,834	U <sup>235</sup>	CO <sub>2</sub> daň	EUR/t CO <sub>2</sub>	60	
	tU/TWh el.	0,112		CO <sub>2</sub> daň 10 - navýšení ceny za kWh	Kč/KWh	0,75	
				CO <sub>2</sub> daň 60 - navýšení ceny za kWh	Kč/KWh	4,53	
Potenciální energie ve skladech:		TWhel.	Násobek vyrobené				
V ochuzeném reaktoru		1490,1	200	Atomová hmotnost C		12	
Ve vyhořelém palivu		199,4	27	Atomová hmotnost O		16	
				<b>Na výrobu 7,446 TWh el. spotřebováno</b>	t uhlí	5 105 829	
Celkem		1689,5	227		t uhlí/TWh el.	685 714	

## Rozbor palivového cyklu jaderné elektrárny VVER 1000 Temelín

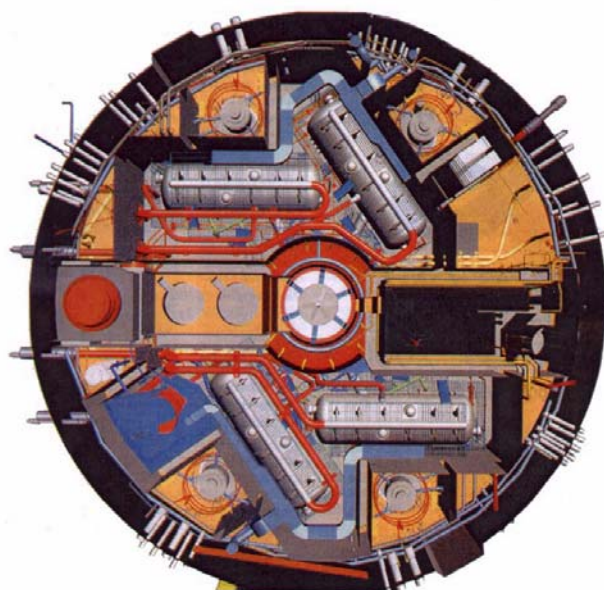
### Primární okruh

Primární okruh tvoří jaderné parogenerační zařízení, které slouží k získávání tepelné energie pomocí řízené jaderné reakce štěpením uranu, odvodu tepla a generaci páry v sekundární části parního generátoru. Primární okruh sestává z tlakovodního reaktoru, čtyř cirkulačních smyček a systému kompenzace objemu. Každá cirkulační smyčka zahrnuje parogenerátor a hlavní cirkulační čerpadlo. Vzniklé teplo odvádí primární chladivo, které proudí do tepelného výměníku (parogenerátoru) a ochlazené se vrací přes hlavní cirkulační čerpadlo zpět do reaktoru.



Obr.39. Primární okruh VVER 1000

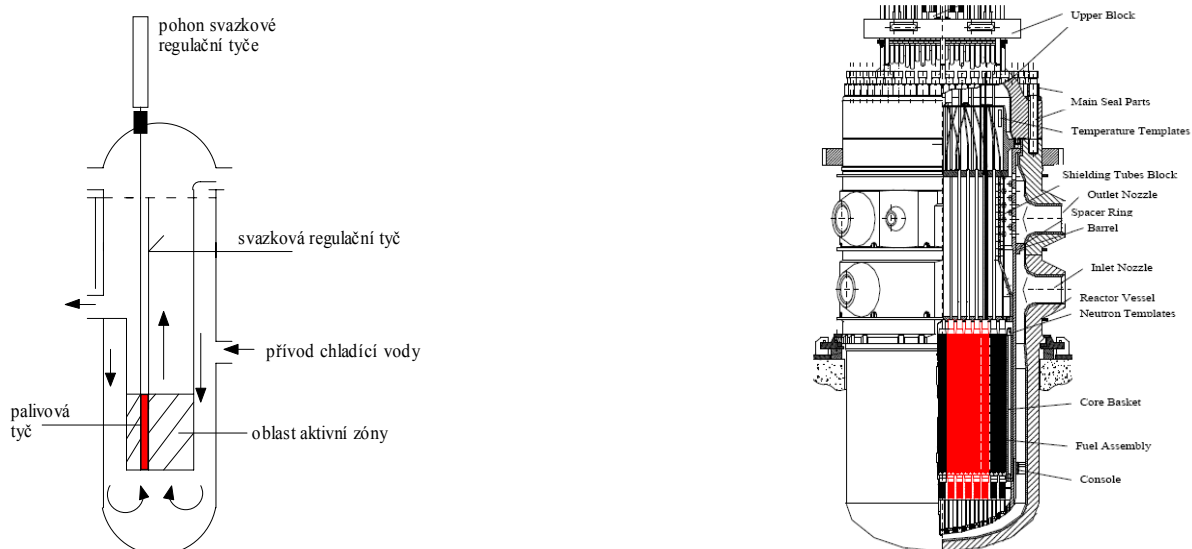
1-jaderný reaktor, 2-parní generátor, 3-hlavní cirkulační čerpadlo, 4-kompenzátor objemu, 5-primární potrubí



Obr.40. 3D pohled na primární okruh VVER 1000

### Reaktor

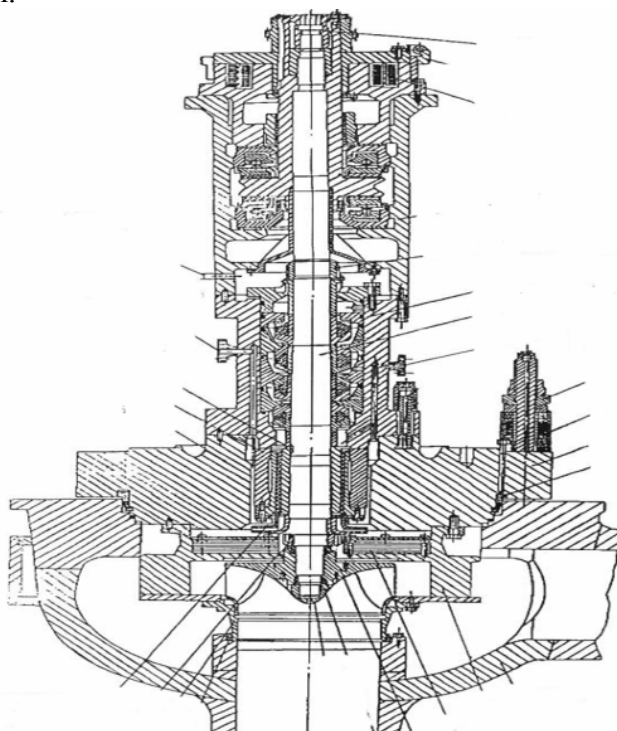
Tlakovodní reaktor VVER 1000 je heterogenní lehkovodní reaktor, pracující na bázi štěpné reakce působením tepelných neutronů. Jako paliva je použito slabě obohaceného kysličníku uranitického,  $UO_2$ , chladivem a současně moderátorem je demineralizovaná voda s obsahem kyseliny borité. Do reaktoru je chladivo přiváděno hlavními cirkulačními potrubím od hlavních cirkulačních čerpadel, která zajišťují cirkulaci chladiva ve smyčkách primárního okruhu. Chladivo proudí kruhovou mezerou mezi nádobou a šachtou reaktoru ke dnu tlakové nádoby, kde se proud chladiva obrací o  $180^\circ$  a prostupuje perforovaným eliptickým dnem šachty reaktoru do palivových souborů aktivní zóny. Při průchodu aktivní zónou se chladivo ohřívá o  $30,3^\circ C$  teplem, které se uvolňuje při štěpné reakci. Z reaktoru vystupuje čtyřmi výstupními nátrubky a je hlavními cirkulačními potrubím vedeno k parogenerátorům.



Obr.41. Schéma reaktoru VVER 1000

## Hlavní cirkulační čerpadlo

Čtyři hlavní cirkulační čerpadla zajišťují pomocí cirkulace média v primárním okruhu odvod požadovaného množství tepla z aktivní zóny reaktoru a jeho předání médiu sekundárního okruhu v parogenerátorech. Jsou umístěna na studené větvi cirkulačních smyček mezi parogenerátorem a reaktorem. Hlavní cirkulační čerpadlo GCN-195M s dopravním množstvím 21200 m<sup>3</sup>/h je odstředivé jednostupňové vertikální čerpadlo s utěsněnou hřídelí. Těsnění hřídele vylučuje možnost úniku aktivního teplotnosného média do prostorů, ve kterých je primární okruh umístěn.



Obr.42. Hlavní cirkulační čerpadlo

## Hlavní cirkulační potrubí

Hlavním cirkulačním potrubím proudí chladivo primárního okruhu z reaktoru do parogenerátoru a odtud se vrací přes hlavní cirkulační čerpadlo zpět do reaktoru a vytváří tak tzv. smyčku.

Je vyrobeno z legované oceli s dvouvrstevným nerezovým návarem o tloušťce 5 až 7 mm. Vnější průměr potrubí 995 mm a vnitřní světlost je 850mm (tloušťka stěny 145mm). Ohřáté chladivo primárního okruhu o teplotě  $320 \pm 3,5^\circ\text{C}$  a tlaku 15,7 MPa proudí z reaktoru horkou větví smyčky do parogenerátoru, kde předá teplo sekundární napájecí vodě, a odchází z parogenerátoru o teplotě  $290^\circ\text{C}$  do studené větve smyčky, na které je umístěno HCC zajišťující nucený oběh chladiva. Horké větve smyček jsou připojeny na horní řadu nátrubků na tlakové nádobě reaktoru a studené větve na dolní řadu.

Řízení a regulace výkonu reaktoru se uskutečňuje vertikálním přemísťováním regulačních svazků v aktivní zóně a změnou koncentrace kyseliny borité v chladivu. Před nepřijatelnými odchylkami základních parametrů je reaktor chráněn základním systémem ochrany reaktoru, který účinkuje v případě, že není automatickou regulací zabezpečen normální provoz. K ochranným zařízením dále patří systémy havarijního chlazení aktivní zóny, které jsou určeny k zamezení roztavení aktivní zóny reaktoru při ztrátě chladiva.





Obr. 43. Ukládání paliva do aktivní zóny



Obr.44. Bazén s vyhořelým palivem

V bazénu obr.43. je viditelné tzv. Čerenkovo záření (modrý odstín). To vzniká v prostředí, ve kterém je rychlost částic větší než rychlost světla v daném prostředí (směs vody a kyseliny borité). Obsluha pomocí pracovní tyče zavážecího stroje a teleskopické tyče s kamerou ukládá palivový soubor. Obr.44. Výměna palivových souborů je jednou z nejdůležitějších činností prováděných během pravidelných odstávek.



Obr.45. Zavážecí stroj, vlevo nad bazénem s vyhořelým palivem a vpravo nad reaktorem

### Sekundární okruh JE Temelín

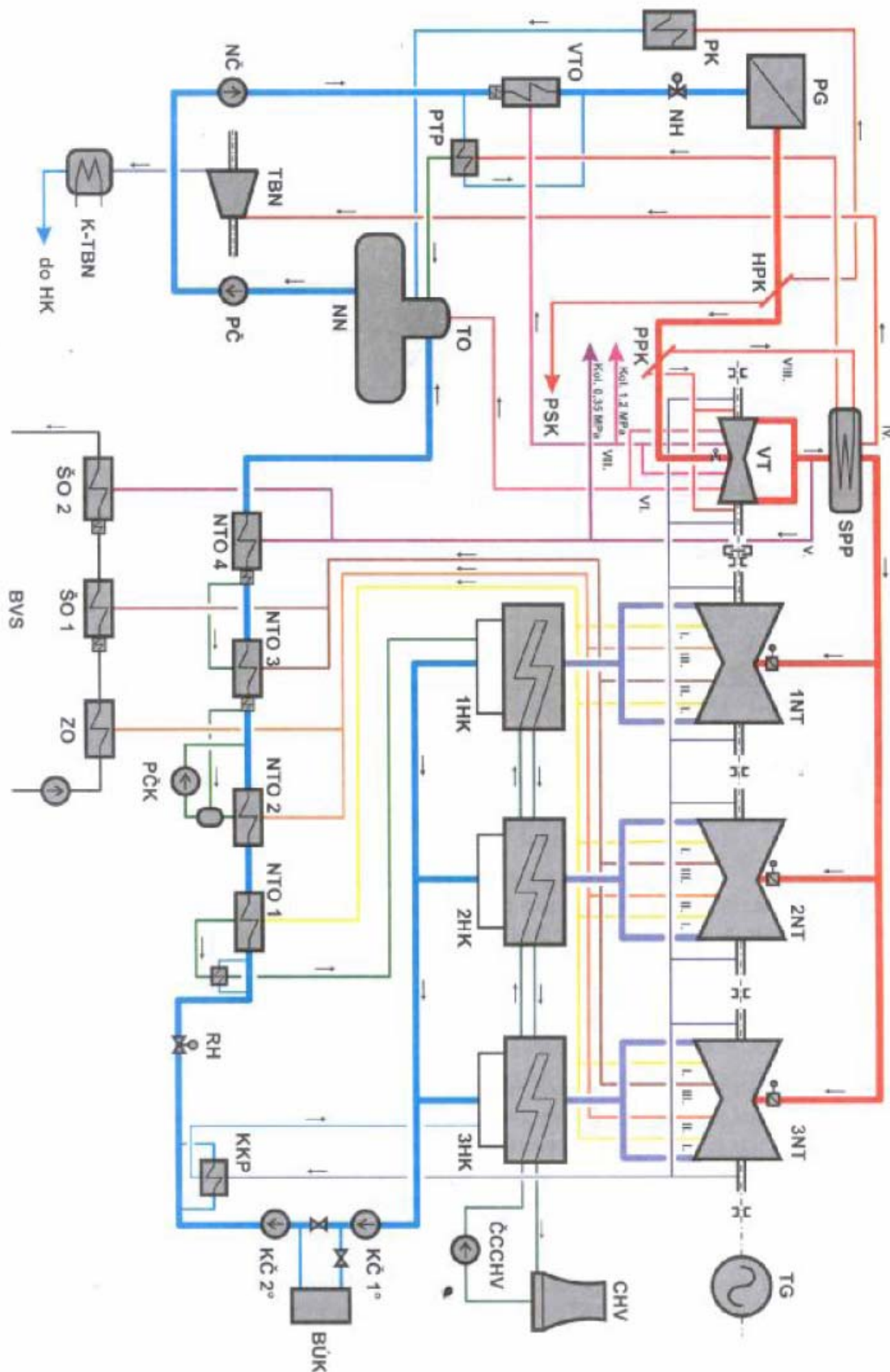
Je projektován tak, aby výrobní blok mohl být provozován nejen jako zdroj elektrické energie, ale také jako zdroj tepla pro další objekty JE a město Týn nad Vltavou, což zlepšuje účinnost provozu JE. Sekundární okruh je však možné provozovat i v čistě kondenzačním režimu, kdy se teplo neodvádí vůbec, nebo až po režim, při kterém se odvede 306,8 MW tepelné energie.



Zdrojem páry pro sekundární okruh JE Temelín jsou čtyři parogenerátory (PG), v nichž vzniká 5800 tun páry za hodinu o teplotě 278°C a tlaku 6,3 MPa. Odtud je pára dopravována parovody do vysokotlakého dílu turbíny (VT), do kterého vystupuje 5300 t páry za hodinu o teplotě 270°C a tlaku 5,4 MPa. Zde předá zhruba 40 % své energie. Přitom dojde k poklesu její teploty na 168°C, tlaku 0,76 MPa a k zvýšení vlhkosti. Proto je pára vystupující z vysokotlakého dílu turbíny vedena do dvou separátorů – přehříváčů (SPP), kde dochází k odloučení vlhkosti z pracovní páry a k jejímu ohřevu nad mez sytosti pomocí páry odebrané z rozdělovače (VIII) před vstupem do vysokotlakého dílu turbíny. Pracovní pára se tak ohřeje na 252°C. Ze separátorů – přehříváčů se pára vede do tří nízkotlakých dílů turbíny (1.NT, 2NT, 3.NT), kde dochází k další přeměně tepelné energie na mechanickou. Z nízkotlakých dílů turbíny proudí pára o teplotě 39°C hrdly do tří kondenzátorů (1.HK, 2HK, 3HK). Odvedením kondenzačního tepla do cirkulační chladicí vody dochází ke kondenzaci páry a tím ke snížení tlaku v kondenzátorech přibližně na 4kPa. Kondenzát, který má teplotu jen o něco málo nižší než pára vstupující do kondenzátorů (38°C), stéká do sběračů kondenzátu a je odtud odváděn na sání dvoustupňových kondenzátních čerpadel (KČ 1°, KČ 2°), která jej dopravují přes nízkotlakou regeneraci složenou ze čtyř ohříváků (NTO 1, NTO 2, NTO 3, NTO4) do tepelné úpravy vody. V případě potřeby (znečištění kondenzátu) je kondenzát z výtlaku prvního stupně kondenzátních čerpadel (KČ1°) veden na soustavu ionexových filtrů – blokovou úpravnu kondenzátu (BÚK), kde jsou nečistoty zachytávány. V nízkotlaké regeneraci se kondenzát postupně ohřívá párou z neregulovaných odběrů parní turbíny (I, II, III, a V) na teplotu 163 °C a pak se odplyňuje v termických odplyňovačích (TO) vyhříváných párou se VI neregulovaného odběru turbíny.

Místo odběru	Číslo odběru	Tlak MPa	Teplota °C	Spotřebiče
PPK	VIII	5,4	270	SPP
VT díl	VII	2,6	226	VTO kolektor 1,2MPa
VT díl	VI	1,2	188	TO
Výstup z VT dílu	V	0,76	168	NTO 4 kol.0,35 Mpa BVS ŠO - 2
Výstup SPP	IV	0,72	251	TBN
NT díly	III	0,29	161	NTO 3 BVS ŠO -1
NT díly	II	0,11	103	NTO 2 BVS ZO
NT díly	I	0,035	73	NTO 1

Odběrová místa na turbíně VVER 1000 Temelín

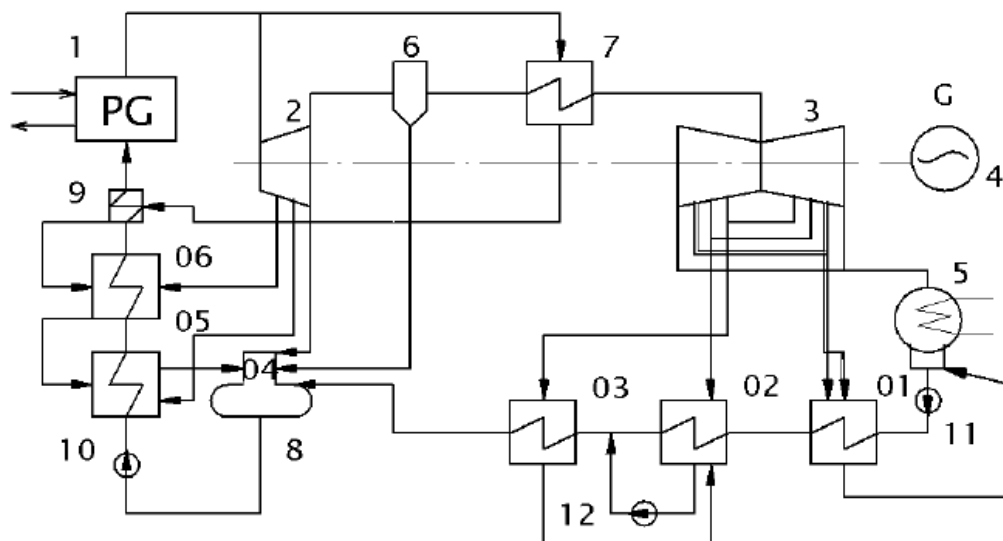


Obr. 46. Sekundární okruh jaderné elektrárny Temelín

## Sekundární okruh

Skládá se z:

1. hlavního parního kolektoru
2. přepouštěcích stanic do atmosféry
3. přepouštěcích stanic do kondenzátoru
4. rychlozávěrných ventilů turbíny
5. regulačních ventilů turbíny
6. turbíny (nízkotlakého a vysokotlakého dílu)
7. separátoru - přehříváku
8. hlavního kondenzátoru
9. kondenzátních čerpadel
10. napájecích čerpadel
11. napájecí nádrže
12. nízkotlakých ohříváků (nízkotlaké regenerace)
13. vysokotlakých ohříváků (vysokotlaké regenerace)



1 – parogenerátor, 2 – středotlaká turbína, 3 – nízkotlaká turbína, 4 – generátor, 5 – kondenzátor, 6 – odlučovač vlhkosti, 7 – přehříváč, 01 až 06 ohříváče napájecí vody, 8 – odplyňovač, 9 – chladič kondenzátu, 10 – napájecí čerpadlo, 11 – kondenzační čerpadlo, 12 – přečerpávací čerpadlo

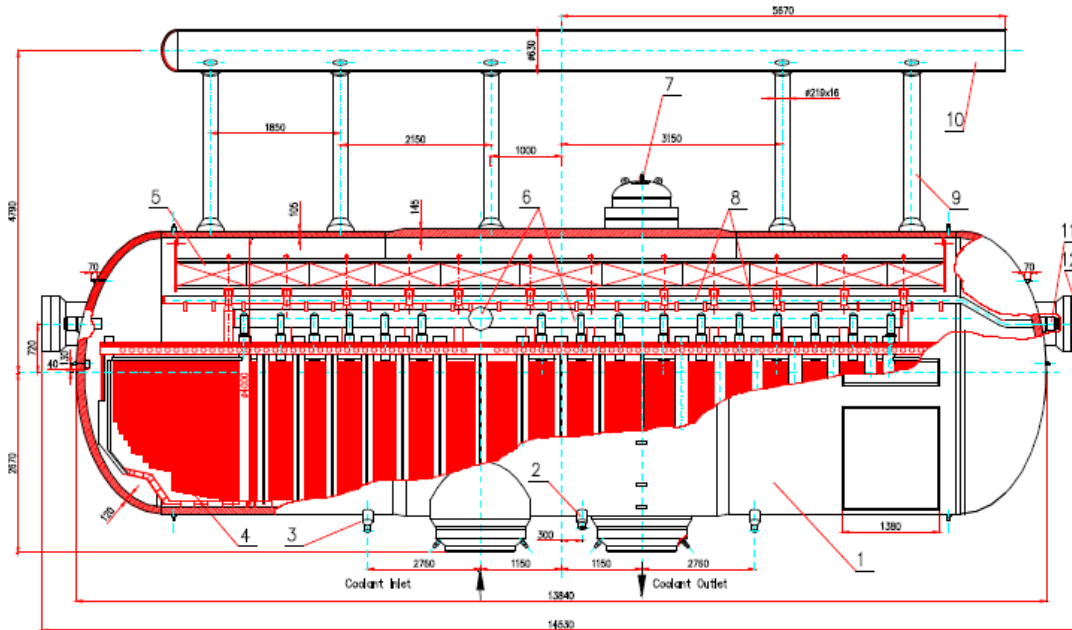
Obr.47. Zjednodušené schéma II.okruhu

## Parní generátor

Pro výstavbu elektrárny Temelín dodala a. s. Vítkovice parní generátory. Parní generátor je určen kvýrobě syté páry o tlaku 6,27 MPa a vlhkosti  $\leq 0,2\%$  pro pohon parní turbíny. V jaderné elektrárně s reaktorem VVER 1000 je parní generátor spolu s reaktorem a hlavními cirkulačními čerpadly základní součástí smyček primárního okruhu.

Vlastní parogenerátor je horizontální válcová tlaková nádoba uzavřená eliptickými dny svařená z legované konstrukční oceli mimo teplosměnných trubek, rozvodů napájecí vody a výstelky primárních kolektorů, které jsou z nerezavějící oceli. Ve střední části tělesa parního

generátoru jsou umístěny dva kolektory, ke kterým se připojují smyčky primárního okruhu. Do kolektorů jsou zabudovány trubky, tvořící teplosměnnou plochu. Uvnitř tělesa parního generátoru jsou umístěny také systémy rozvodu napájecí vody a separační zařízení. Teplo odváděné chladivem z reaktoru se v parním generátoru předává vodě sekundárního okruhu a generuje se suchá sytá pára. Chladivo primárního okruhu prochází z horké větve smyčky do vstupního kolektoru, proudí přes trubkový výparník do výstupního kolektoru a vrací se do studené větve smyčky hlavního cirkulačního potrubí. V trubkovém výparníku je teplo předáváno parovodní směsi sekundárního okruhu, která se nachází v prostoru mezi trubkami. Vzniklá pára v sekundárním okruhu prochází separátorem páry a shromažďuje se v parním sběrači odkud je vedena na turbínu.



Obr.48. Konstrukční řešení horizontálního parního generátoru VVER 1000



Obr.49. Záběr z montáže teplosměnných ploch parního generátoru VVER 1000 ve Vítkovcích

## Napájecí zařízení

Napájecí zařízení, které je umístěno v mezistrojovně hlavního výrobního bloku, slouží k napájení parogenerátorů napájecí vodou. Pomocí napájecích čerpadel, popř. pomocných napájecích čerpadel je tepelně upravená voda z napájecí nádrže o objemu asi 350 m<sup>3</sup> čerpána dvěma paralelními napájecími trasami přes vysokotlakou regeneraci a blok regulačních a uzavíracích ventilů (tzv. napájecí hlavy) do potrubních rozdělovačů, kde se dělí do čtyř tras k jednotlivým parogenerátorům. V rámci systému napájení parogenerátorů jsou instalována tři napájecí čerpadla. Tato čerpadla jsou poháněna parními turbínami Škoda o výkonu cca 8 MWe. Každé z těchto turbonapájecích soustrojí (TBN) se skládá z poháněcí turbíny, podávacího a vlastního napájecího čerpadla. K příslušenství každé TBN patří kondenzátor s kondenzátními čerpadly. Dvě vodoproudé vývěvy a olejové hospodářství jsou společné pro všechny tři TBN. V provozu jsou dvě nebo jedna TBN podle provozního režimu bloku, třetí napájecí čerpadlo je rezervní. Pro najíždění a odstavování bloku a pro další provozní stavy bloku slouží dvě pomocná napájecí čerpadla (PNČ) poháněná elektromotory. Sání PNČ z napájecí nádrže jsou zapojena do sací trasy první TBN a výtlak je veden přímo k napájecím hlavám mimo vysokotlakou regeneraci.



Obr.50. Turbonapájecí čerpadla

Turbonapájecí čerpadla čerpají vodu z napájecí nádrže do parogenerátorů přes vysokotlakou regeneraci. Za běžného provozu na 100% výkonu reaktoru pracují 2 turbonapáječky, třetí slouží jako studená rezerva.

### **Turbosoustrojí**

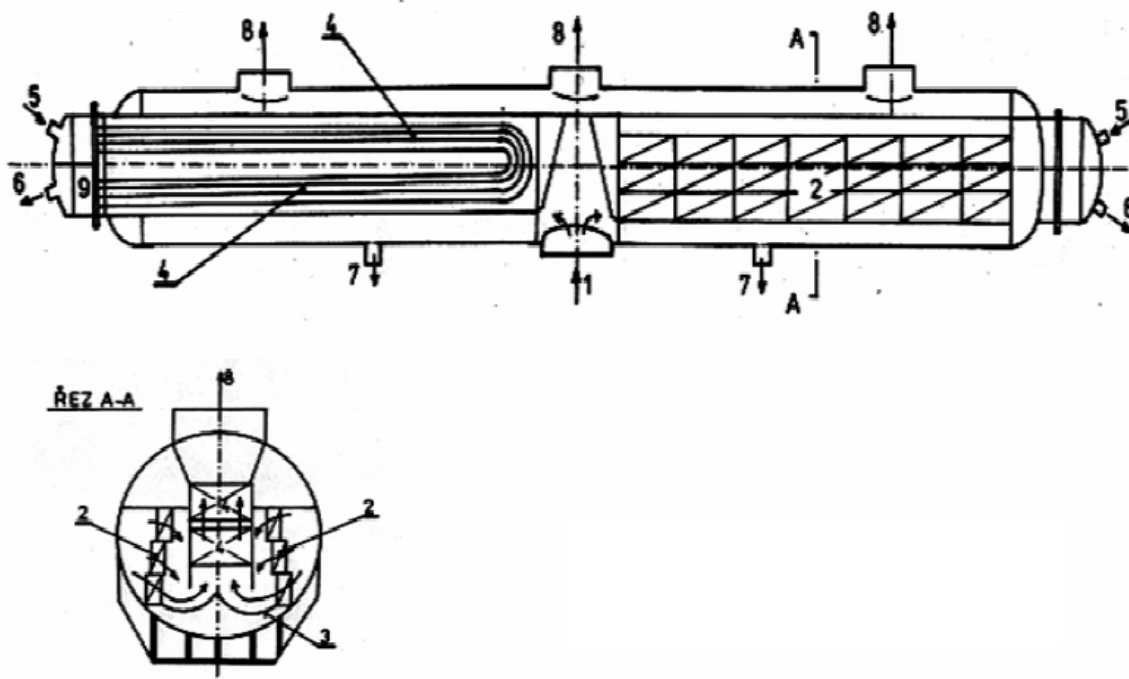
V strojovně obou hlavních výrobních bloků elektrárny jsou instalována turbosoustrojí 1000 MWe včetně příslušenství. Parní turbína Škoda K1000-5,88 na sytou páru je čtyř tělesová (jeden vysokotlaký a tři nízkotlaké díly), rovnotlaká, se separací vlhkosti a přehříváním páry za vysokotlakým tělesem ostrou parou. Hlavní součásti příslušenství turbosoustrojí jsou následující:

- kondenzátor s titanovým trubkováním má tři samostatné části umístěné pod jednotlivými NT díly turbíny a je chlazen cirkulační chladicí věžovou vodou. Do



kondenzátoru je doplňována demineralizovaná voda vyráběná v demineralizační stanici,

- čtyři vertikální dvoustupňová kondenzátní čerpadla čerpají kondenzát ze sběračů kondenzátu
- tři vodoproudé vývěvy odsávají nezkondenzovatelné plyny z kondenzátoru,
- nízkotlaká regenerace je tří větвовá, čtyřstupňová; ohříváky jsou horizontální, vytápěny jsou odběrovou parou z turbíny,
- systém tepelné úpravy vody, jehož hlavní součástí je napájecí nádrž s odplyňovači,
- vysokotlaká regenerace je dvouvětвовá, jednostupňová; ohříváky jsou vertikální, topná pára je odebírána ze 7. odběru turbíny,
- separátor - přehříváč, v kterém je mokrá pára vystupující z nízkotlakých dílů turbíny zbavována vlhkosti a přehřívána ostrou parou,
- systém mazacího oleje, který zajišťuje zásobování ložisek turbosoustrojí dostatečným množstvím mazacího oleje za všech provozních stavů,
- systém regulačního oleje zajišťuje zásobování regulačních orgánů turbosoustrojí; olejové hospodářství mazacího a regulačního oleje TG je celé z požiárních důvodů umístěno v obezděném prostoru v čele strojovny, kde je instalováno hasicí zařízení na CO<sub>2</sub>,
- olejové, vodní a plynové hospodářství generátoru zajišťuje chlazení generátoru,
- bloková úprava kondenzátu, která je potrubně zapojena mezi první a druhý stupeň kondenzátních čerpadel, slouží k čištění kondenzátu při najíždění bloku a uváděna do provozu rovněž při poruše trubičky kondenzátoru s následujícím průnikem chladicí vody do potrubní trasy kondenzátu. Odběrovou parou z turbíny je vytápěna výměníková stanice, která je instalována v budově připojené ke strojovně. Třístupňovým ohřevem je ohřívána topná voda, kterou je vytápěn areál elektrárny, město Týn nad Vltavou a dále je používána jako topné médium pro stanici chladu.



Obr.51. Schéma separátoru a přehříváče

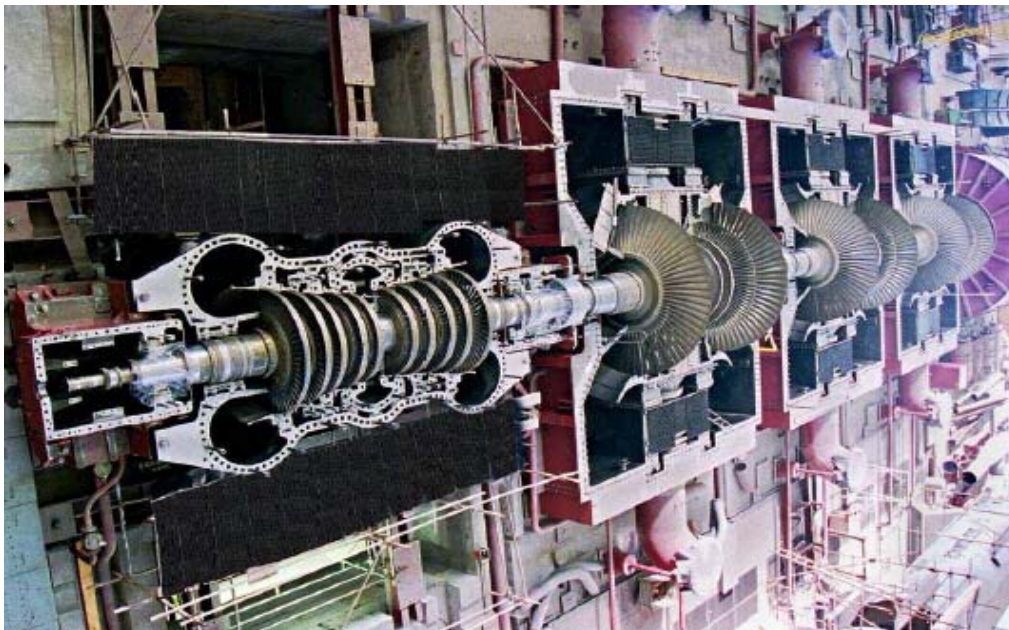


Obr.52. Separátor a přehříváč

Parovody propojující separátor se 3 nízkotlakými díly turbíny. Pára při průchodu vysokotlakým dílem turbíny ztratí přibližně 40 % své energie. Po vysušení a následném přehřátí v separátorech expanduje na třech nízkotlakých dílech turbíny.

**Kondenzátor** je tepelný výměník, v němž je pára z turbíny chlazena vodou terciálního okruhu a kondenzuje. Systém kondenzace je soubor zařízení, která mají tyto nejdůležitější funkce:

- zajistit odvod kondenzačního tepla páry vystupující z nízkotlakých dílů parní turbíny
- zajistit odvod tepla při provozu přepouštěcí stanice do kondenzátoru
- dopravovat kondenzát do napájecí nádrže



Obr. 53. Pohled na turbínu VVER 1000 Škoda Plzeň 1000 MWe.  
K odvodu kondenzačního tepla z páry vystupující z parní turbíny slouží kondenzátor

turbíny, který je tvořen třemi funkčně stejnými díly – kondenzátory pružně uloženými na základech pod nízkotlakým díly parní turbíny. Teplosměnnou plochu jednoho kondenzátoru ( $23\,200\text{m}^2$ ) tvoří 31 900 titanových trubek dlouhých 12m s vnitřním průměrem 20mm. Chladicí voda, která proudí titanovými trubkami ( $36\,500\text{m}^3/\text{hod}$ ), je dodávána systémem cirkulační chladicí vody. Cirkulaci v tomto systému zabezpečují dvě jednostupňová axiální čerpadla cirkulační chladicí vody s natáčecími lopatkami. Čerpadla jsou umístěna mimo strojovnu v budově čerpací stanice a jsou poháněna elektromotorem o příkonu 7 MWe. Jedno čerpadlo dodává za nominálního provozu  $61\,920\text{m}^3/\text{hod}$ . Na chlazení cirkulační chladicí vody jsou určeny pro každý blok dvě 154,8m vysoké chladicí věže s přirozeným tahem, kde se část tepla předá sdílením a část odparem. Předpokládaný odpar z jedné věže je  $0,4\text{m}^3/\text{sec}$ . Čistotu teplosměnných ploch kondenzátorů udržuje systém kontinuálního čištění TAPROGE pomocí kuliček z pěnové gumy o průměru 21mm, které jsou vháněny pomocí čerpadla do přívodního potrubí cirkulační chladicí vody před vstupem do kondenzátoru. Po průchodu kondenzátorem jsou kuličky zachycovány v lapači a opět dopravovány na sání oběhového čerpadla. Kondenzát chladiva sekundárního okruhu stéká z kondenzátoru do sběračů kondenzátu a je veden jedním společným potrubím na sání dvoustupňových kondenzátních čerpadel umístěných na strojovně na -9,5m. Z výtlačku prvního stupně je možné jej dopravovat na sání druhého stupně buď přímo nebo přes blokovou úpravnu kondenzátu. Z výtlačku čerpadel druhého stupně je kondenzát veden přes regulační hlavy do souboru nízkotlaké regenerace. Na každém bloku JE Temelín jsou čtyři kondenzátní čerpadla a za nominálního provozu jsou pracující tři a jedno čerpadlo je v rezervě.

### Nízkotlaká regenerace

zabezpečuje ohřev kondenzátu chladiva sekundárního okruhu pomocí páry z neregulovaných odběrů parní turbíny na teplotu 120 až  $163^\circ\text{C}$ . Systém nízkotlaké regenerace je tvořen třemi identickými paralelními větvemi vždy se čtyřmi ohříváky NTO 1, NTO 2, NTO 3, a NTO 4. Dvě větve jsou schopny pokrýt plný výkon bloku. Celý systém je doplněn obtokem dimenzovaným na spotřebu vody na 50% nominálního výkonu. NTO 1 je umístěn nad kondenzátorem a pod nízkotlakým dílem turbíny. Součástí NTO 1 je podchlazovač kondenzátu topné páry, který je umístěn pod kondenzátorem, do kterého je ochlazený kondenzát zaveden přes sifon. Ohříváky NTO 2, NTO 3 a NTO 4 jsou umístěny nad teplosměnnou plochou tvořenou trubkami ve tvaru U. Kondenzát topné páry z NTO 3 a NTO 4 je shromažďován spolu s kondenzátem topné páry z NTO 2 ve společné nádrži a pomocí podávacího čerpadla kondenzátu vracen do hlavní trasy ohřátého kondenzátu před NTO 3. Kondenzát z nízkotlaké regenerace vstupuje do čtyř termických odplyňovačů umístěných na mezi strojovně nad napájecí nádrží, kde je rozptýlován řadami trysek do formy drobných kapek. Takto rozptýlený kondenzát je ohříván párou ze VI. odběru, čímž dochází k jeho odplynění. Odplyněný kondenzát stéká do napájecí nádrže, která má celkový objem  $414\text{m}^3$ . Pracovní objem  $364\text{m}^3$  kondenzátu je postavený na dvě minuty provozu bloku na nominálním výkonu. Páry, které vznikají v procesu odplynění kondenzují v chladičích brýdových par, které jsou umístěny také na mezistrojovně nad termickými odplyňovači. Turbonapájecí soustrojí je tvořeno podávacím a napájecím čerpadlem. Obě čerpadla jsou poháněna první turbínou s výkonem 8,5MW. Pracovním zdrojem páry pro pohon turbíny je pára ze IV. odběru. Hnačí pára kondenzuje za turbínou v kondenzátorech s titanovou teplosměnnou plochou, které jsou také chlazeny cirkulační chladicí vodou.

### Vysokotlaká regenerace

slouží k ohřevu napájecí vody před vstupem do parogenerátorů na teplotu 180 až  $218^\circ\text{C}$  pro zvýšení účinnosti tepelného oběhu a pro snížení tepelného namáhání teplosměnných ploch parogenerátorů. Vysokotlaká regenerace je jednostupňový proces



ohřevu napájecí vody pomocí páry ze VII. neregulovaného odběru. Ohřev se provádí ve vysokotlakém ohřívači s nerezovou teplosměnnou plochou.

Bloková výměňková stanice je součástí systému, jehož účelem je využití tepla z neregulovaných odběrů parní turbíny pro vytápění jednotlivých částí hlavního výrobního bloku i ostatních objektů JE a města Týna nad Vltavou.

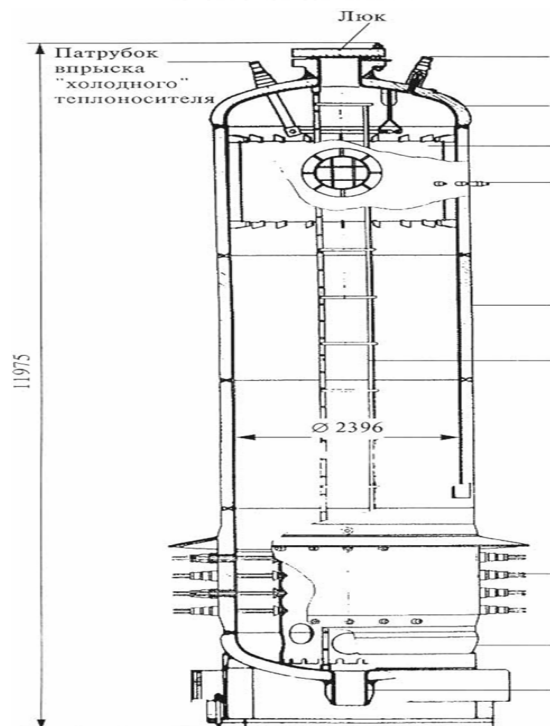
### **Systém kompenzace chladiva**

Systém je určen k vytváření počátečního tlaku v primárním okruhu v režimu spouštění, a k omezení výchylek tlaku a objemu při změnách teplotního režimu během provozu. Základní částí tohoto systému je kompenzátor objemu, vyrobený v a. s. Vítkovice.

Základní částí systému kompenzace je kompenzátor objemu. Je to svislá válcovitá tlaková nádoba o celkovém objemu  $79\text{m}^3$ , která je neoddělitelně napojena na horkou větev čtvrté cirkulační smyčky. Během provozu je částečně zaplněn chladivem primárního okruhu ( $55\text{m}^3$ ) a sytou parou ( $24\text{m}^3$ ). Pracovní tlak v kompenzátoru objemu je  $15,6 \pm 0,3\text{MPa}$  a pracovní teplota  $346^\circ\text{C} \pm 2^\circ\text{C}$ . Tyto parametry odpovídají stavu nasycených par chladiva. Při pomalém poklesu tlaku nastane intenzivnější odpařování vody, množství par se zvětší a tím se zvýší tlak. Když se tlak v kompenzátoru mírně zvýší, dochází ke kondenzaci par a k poklesu tlaku. Při větším poklesu tlaku jsou ve spodní části kompenzátoru objemu k dispozici elektroohřívače. Jejich zapracováním dojde k zvýšení odparu, zvětší se objem páry a tím i tlak. Při výraznějším zvýšení tlaku zapracují v kompenzátoru objemu sprchy, které jsou umístěny v jeho horní části a jsou napájeny z výtlaku HČČ první cirkulační smyčky (tj. chladivem primárního okruhu o teplotě cca  $290^\circ\text{C}$ ). Pokud ani sprechování nedokáže zastavit nárůst tlaku v primárním okruhu, dojde k zapracování uzlu pojistných ventilů kompenzátoru objemu. Uzel zahrnuje dva pojistné a jeden odlehčovací ventil. Při zvýšení tlaku se nejdříve otevírá při tlaku  $16,7\text{MPa}$  odlehčovací ventil a pak při tlaku  $18,5\text{MPa}$  druhý pojistný ventil. Uzavírací tlak odlehčovacího ventilu je  $16,2\text{MPa}$  a u pojistných ventilů  $16,9\text{MPa}$ , resp.  $17,4\text{MPa}$ .

Pára z výfuků všech ventilů uzlu pojistných ventilů je zavedena do barbotážní nádrže, což je horizontální válcovitá nádrž o objemu  $30\text{m}^3$ , která je naplněna  $20\text{m}^3$  čistého kondenzátu (demineralizovaná voda) a je chlazená vloženým okruhem chlazení. Pára z výfuku ventilů vstupuje do barbotážní nádrže dvěma větvemi vstupního potrubí, které je uloženo v dolní části nádrže a je opatřeno otvory, a v barbotážní nádrži kondenzuje. V případě, že tlak v barbotážní nádrži překročí hodnotu  $0,858\text{MPa}$ , dojde k protržení pojistných membrán a pára uniká do prostorů kontejneru.

Kompenzátor objemu má také důležitou roli při najíždění a odstavení bloku. Pro provoz HČČ je potřebné při najíždění bloku vytvořit pomocí dusíkového polštáře kompenzátoru objemu tlak  $2\text{MPa}$ . Po dosažení teploty vyšší než  $225^\circ\text{C}$  se dusík přepouští do barbotážní nádrže a je nahrazován parou. Při odstavení bloku se naopak nahrazuje parní polštář dusíkovým.



Obr.54. Kompenzátor objemu VVER 1000

### Havarijní systémy

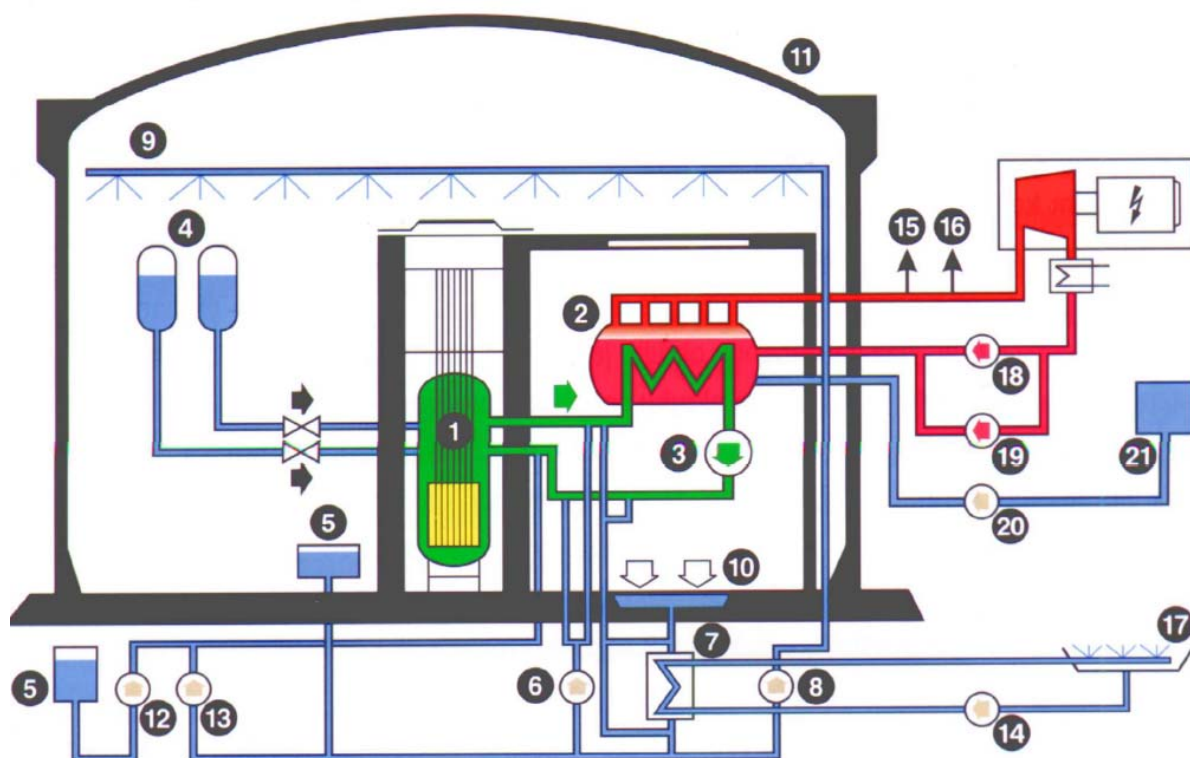
Havarijní systémy slouží ke zmírnění průběhu a k likvidaci následků havárií spojených se ztrátou těsnosti primárního případně sekundárního okruhu.

Havarijní a pomocné systémy primárního okruhu můžeme rozdělit na :

- aktivní havarijní systémy
- pasivní havarijní systémy
- systém organizovaných úniků
- systém doplňování a bórové regulace
- systém spalování vodíku
- systém výměny a skladování paliva
- vložené okruhy chlazení
- systém borového koncentrátu
- speciální kanalizace
- ventilační systémy

Systém havarijního chlazení aktivní zóny se dělí na pasivní a aktivní.

**Pasivní systém** je tvořen hydro-akumulátory a je určen pro rychlé zalití aktivní zóny reaktoru a její ochlazení roztokem kyseliny borité při haváriích se ztrátou chladiva. Aktivní systém je tvořen nízkotlakým a vysokotlakým havarijním bezpečnostním systémem a sprchovým systémem. Nízkotlaký systém slouží k havarijnímu dochlazování aktivní zóny a k dlouhodobému odvodu zbytkového tepelného výkonu reaktoru. Vysokotlaký havarijní systém se dělí na vysokotlaký havarijní vstřikovací systém a vysokotlaký doplňovací systém. Vysokotlaký havarijní vstřikovací systém zajišťuje dodávku koncentrovaného roztoku kyseliny borité do primárního okruhu při haváriích s rychlým nárůstem výkonu reaktoru. Vysokotlaký doplňovací systém zajišťuje dodávku chladicího média při ztrátě těsnosti primárního okruhu. Sprchový systém zajišťuje snížení tlaku v hermetických prostorech po havárii spojené se ztrátou chladiva a zabraňuje úniku radioaktivních látek do životního prostředí. Schéma havarijních systémů elektrárny je uvedeno na následujícím obrázku:



**LEGENDA:**

- |  |   |
|--|---|
| 1. Reaktor   | 11. Ochranná obálka                                     |
| 2. Parogenerátor   | 12. Vysokotlaké havarijní vstřikové čerpadlo (3x100 %)  |
| 3. Hlavní cirkulační čerpadlo                                      | 13. Vysokotlaké havarijní doplňovací čerpadlo (3x100 %) |
| 4. Hydroakumulátory  | 14. Čerpadlo technické vody důležité (3x100 %)          |
| 5. Zásobní nádrž koncentráту bóru                                  | 15. Přepouštěcí stanice do atmosféry                    |
| 6. Nízkotlaké havarijní doplňovací čerpadlo                        | 16. Pojišťovací ventil parogenerátorů                   |
| 7. Chladič systému normálního a havarijního dochlazování (3x100 %) | 17. Bazény rozstřiku technické vody důležité            |
| 8. Sprchové čerpadlo (3x100 %)                                     | 18. Turbonapájecí čerpadla (3x50 %)                     |
| 9. Havarijní sprchový systém                                       | 19. Pomocná elektronapájecí čerpadla                    |
| 10. Nádrž havarijní zásoby H <sub>3</sub> BO <sub>3</sub>          | 20. Havarijní doplňovací čerpadla                       |
|  | 21. Nádrž demineralizované vody                         |

Obr. 55. Schéma havarijních systémů

**Systém odvodu tepla z ochranné obálky**

Zbytkové teplo, které vzniká po odstavení reaktoru, je odváděno pomocí parogenerátorů tak jako při normálním provozu. V případě, že dojde k náhlému odstavení reaktoru v důsledku úniku chladiva z primárního okruhu, zajišťují odvod zbytkového tepla havarijní chladicí systémy.

**Systémy čištění primárního chladiva**

Čištění primárního chladiva se provádí s cílem udržení jeho požadované chemické a radiochemické kvality pro zabránění usazování a hromadění aktivních i neaktivních korozních materiálů a chemických příměsí v primárním okruhu i k němu navazujících okruzích. Provádí se metodou mechanické filtrace, iontové výměny a destilace. Těmito způsoby se z primárního chladiva odstraňují v potřebné míře nežádoucí, zejména radioaktivní příměsi at' v rozpustné či nerozpustné formě.

Čištění probíhá:

- na vysokoteplotních mechanických filtrech zařazených v obtoku každého z hlavních cirkulačních čerpadel (jsou zachycovány vzniklé korozní produkty konstrukčních materiálů)

primárního okruhu aktivované průchodem aktivní zónou spolu se štěpnými produkty uvolněnými z porušených palivových článků),

- na katexových filtrech (jsou zachycovány i neradioaktivní produkty koroze konstrukčních materiálů, štěpné produkty paliva, kationty sodíku, hořčíku, vápníku, draslíku a některé další radionuklidy v kationtové formě),
- na anexovém filtru (jsou zachycovány i neradioaktivní produkty koroze konstrukčních materiálů, štěpné produkty paliva, chloridy, sulfáty, nitráty a další radionuklidy v aniontové formě),

- na odparce a filtrech, kde konečnými produkty čistícího procesu jsou čistý kondenzát a koncentrát kyseliny borité znovu využívané k doplňování do primárního okruhu.

Radioaktivní odpady vznikající v důsledku čištění primárního chladiva jsou tvořeny zahuštěným

koncentrátem ze zpracování promývacích, regeneračních a transportních vod a dále vysycenými filtračními náplněmi. Zahuštěný koncentrát i vysycené náplně filtrů jsou dále zpracovávány a upravovány k uložení na úložišti radioaktivních odpadů



Obr.56. Bezpečnostní kontejnment

Jaderná část elektrárny je umístěna do kontejnmentu. Jedná se o železobetonový to válec vysoký 56 metrů přikrytý kulovým vrchlíkem. Stěny válce jsou silné 1,2 metru, konstrukce kopule je pouze o deset centimetrů slabší. Vnitřní průměr kontejnmentu je 45 metrů. Vnitřní povrch ochranné obálky je pokryt 8 milimetrů silnou vrstvou nerezové oceli, která hermeticky uzavírá vnitřní prostor a tak brání případnému úniku radionuklidů do okolí.

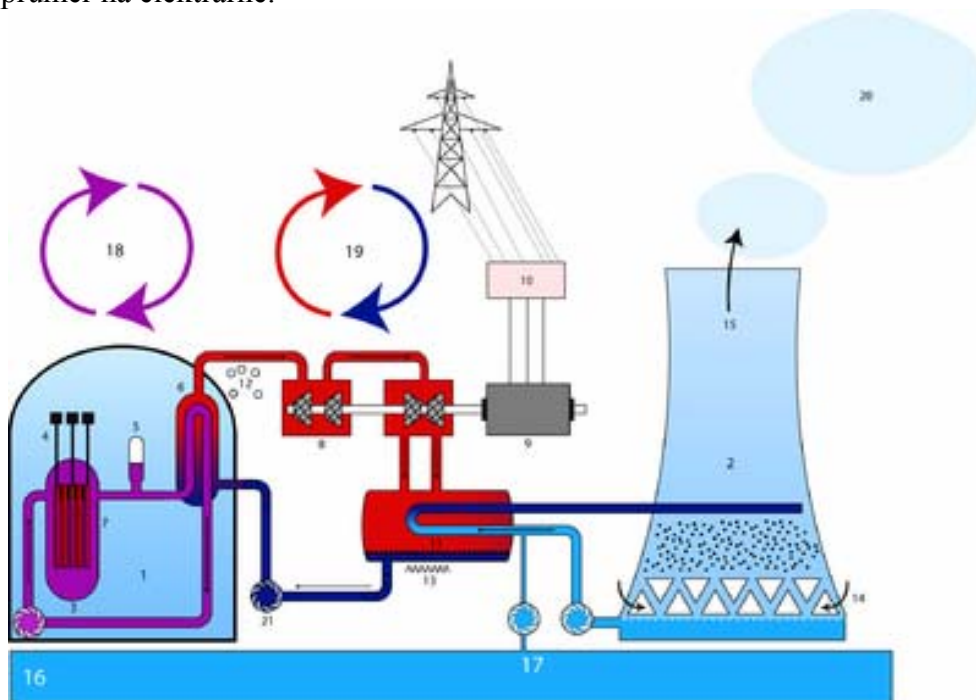
Kontejnment je projektován na maximální přetlak 0,49 MPa při teplotě 150°C. Válcovou část kontejnmentu předepíná 96 lan. Okolo kontejnmentu je čtvercová obestavba s řadou dalších zařízení, kde je mimo jiné i bloková dozorna – řídicí centrum výrobního bloku.

### **Terciální okruh**

Jeho hlavní funkcí je vytvořit v kondenzátoru co největší podtlak, aby účinnost turbíny byla co největší. Čím nižší je teplota vody v terciálním okruhu, tím vyšší je podtlak v kondenzátoru. Skládá se z:

1. chladících věží
2. oběhových čerpadel
3. potrubí a kanálů chladící vody

Chladicí věž je železobetonová stavba ve tvaru rotačního hyperboloidu, která slouží k zajištění tahu vzduchu pro chlazení vody a k uchycení vestaveb zajišťujících rozstřík chladicí vody. Skupenské teplo potřebné k odparu je hlavním důvodem snížení teploty chladicí vody. Ve spodní části věže je kruhový bazén, v němž se ochlazená voda shromažďuje a čerpadla chladicí vody je dopravována zpět do kondenzátoru turbín. Oběhová čerpadla zajišťují oběh vody mezi kondenzátorem turbín a chladicími věžemi. Potrubí a kanály chladicí vody mají největší průměr na elektrárně.



Obr.57. Schéma mokré chladicí věže

Vypouštění tepla se uskutečňuje koncentrovaným způsobem nad malou plochou. Mokré chladicí věže předávají do ovzduší kolem 80 % zbytkového tepla ve formě latentního tepla (vodní pára) a kolem 20 % jako citelné teplo. Takže průtok vodní páry předávané do ovzduší je zhruba dvojnásobný, než je průtok vodní páry, který je výsledkem průtočného chlazení bez chladicí věže. V případě chladicích věží s přirozeným tahem je vzduch, který je nasycen vlhkostí, uvolňován do atmosféry při teplotě kolem 10 – 20 °C nad teplotou okolí a při rychlosti až 3 – 5 m/s. V případě chladicích věží s umělým tahem se tato rychlost zdvojnásobí. Tento vzduch nasycený vlhkostí může být příčinou tvorby umělých mraků nebo parních vleček v důsledku ochlazování turbulentním směřováním s okolním vzduchem. Rizika vytváření mlhy při zemi vyplývající ze snižování výšky kondenzační parní vlečky mohou být relativně častá zejména v případě chladicích věží s umělým tahem v důsledku jejich malých výšek, a v podmínkách chladného vlhkého počasí bez větru.

### Havarijní napájení

Systém havarijního napájení parogenerátorů je umístěn v hlavním výrobním bloku a slouží k napájení parogenerátorů demineralizovanou vodou v případě, že došlo k přerušení dodávky vody z napájecího zařízení a tím k poklesu hladiny v parogenerátorech. Pomocí tří havarijních napájecích čerpadel je voda čerpána ze tří zásobních nádrží o objemu 500 m<sup>3</sup> každá samostatnými potrubními trasami do každého parogenerátoru. Každé čerpadlo je připojeno ke své nádrži demivody. Aby jednotlivá čerpadla mohla být napojena na libovolnou nádrž po vyčerpání vody, jsou všechny tři nádrže navzájem propojeny potrubím s uzavíracími armaturami. Dvě havarijní napájecí čerpadla napájí čtyři parogenerátory (vždy každé dva



různě) a třetí přivádí demivodu ke všem čtyřem parogenerátorům. Na trasách ke dvěma parogenerátorům jsou armatury otevřené a ke zbývajícím dvěma uzavřené, přičemž pracovní dvojici parogenerátorů lze ručně měnit.

### Dieselgenerátorová stanice bloková

Dieselgenerátorová stanice (DGS) 3x6,3 MWe pro jeden blok je nouzovým zdrojem elektrického napájení a je součástí bezpečnostních systémů elektrárny. Podle základní koncepce bezpečnosti JE Temelín jsou vytvořeny tři divize bezpečnostních systémů. Zásobování elektrickou energií v každé z těchto divizí zabezpečuje systém zajištěného napájení, jehož součástí je dieselgenerátor 6,3 MWe. Provoz DGS je plně automatický.

### Začlenění elektrárny do elektrizační soustavy

Výkon elektrárny Temelín je vyveden do blízké rozvodny R 400 kV Kočín, která je na okolní elektrizační soustavu napojena pěti vedeními 400 kV.

Rozvodna 400 kV Kočín je zároveň transformovnou 400/110 kV s dvěma transformátory 250 MVA. Transformátory slouží v první řadě jako zdroj rezervního napájení vlastní spotřeby (RNVS) jaderné elektrárny Temelín ze sítě 110 kV a dále jsou v určité míře využívány pro zásobování přilehlého jihočeského regionu.



Obr.58. Vyvedení výkonu



Obr.59. Dieselgenerátorová stanice

Při vyvedení výkonu z ETE má každá fáze vlastní transformátor. Na pravé fotografii vidíte budovu náhradního dieselagregátu pro zásobování elektrárny při výpadku napájení ETE. Výkon dieselgenerátoru je 6,3 MW, doba náběhu je 10 sekund a dalších 40 sekund je doba pro postupné připojení napájených spotřebičů. Dieselgenerátorová stanice slouží jako záložní zdroj pro případ ztráty hlavního i rezervního elektrického napájení vlastní spotřeby elektrárny. Každý výrobní blok má 3 dieselgenerátory, které jsou umístěny ve dvou nezávislých stavebních objektech. Další dva jsou společné pro oba výrobní bloky. Každý dieselgenerátor je schopen vytvořit podmínky pro bezpečné odstavení reaktoru, dochlazení a pro jeho udržení v bezpečném podkritickém stavu.

### Bezpečnostní systémy

Systémy, které jsou určeny k plnění bezpečnostních funkcí v jaderné elektrárně jsou označeny jako systémy důležité z hlediska jaderné bezpečnosti. Tyto jsou podle své funkce a významu pro jadernou bezpečnost rozdělovány na:

1. bezpečnostní systémy
2. systémy související s jadernou bezpečností (patří sem ochranné, výkonné a podpůrné)

systémy. Zahrnují přístrojové vybavení pro monitorování bezpečnostně důležitých veličin a stavů jaderné elektrárny a pro automatické spouštění výkonných bezpečnostních systémů, tj. takových, které na základě signálů od ochranných systémů zajišťují plnění příslušných bezpečnostních funkcí).

Výkonné bezpečnostní systémy v jaderné elektrárně Temelín:

- pasivní systém chlazení aktivní zóny reaktoru. Tento systém je tvořen čtyřmi hydroakumulátory a slouží k rychlému zaplavení aktivní zóny při havarijních situacích, které jsou spojeny s náhlým poklesem tlaku v primárním okruhu.
- Čtyři aktivní systémy zálohované 3x100%.
- Nízkotlaký systém havarijního chlazení aktivní zóny. Systém slouží k havarijnímu dochlazování aktivní zóny a k dlouhodobému odvodu zbytkového tepelného výkonu reaktoru.
- Vysokotlaký systém havarijního chlazení aktivní zóny. Systém slouží k udržování této zóny v podkritickém stavu při zachování vysokého tlaku a k chlazení aktivní zóny při malé a střední havárii typu LOCA, tj. při havárii spojené se ztrátou chladiva.
- Sprchový systém ochranné obálky. Systém zajišťuje snížení tlaku v hermetických prostorech po havárii typu LOCA, tj. zabraňuje únikům radioaktivních látek do životního prostředí.
- Vysokotlaký havarijní doplňovací systém. Ten slouží k potlačení havárií s rychlým nárůstem výkonu reaktoru.

### 13. Školní reaktor VR-1 ČVUT v Praze

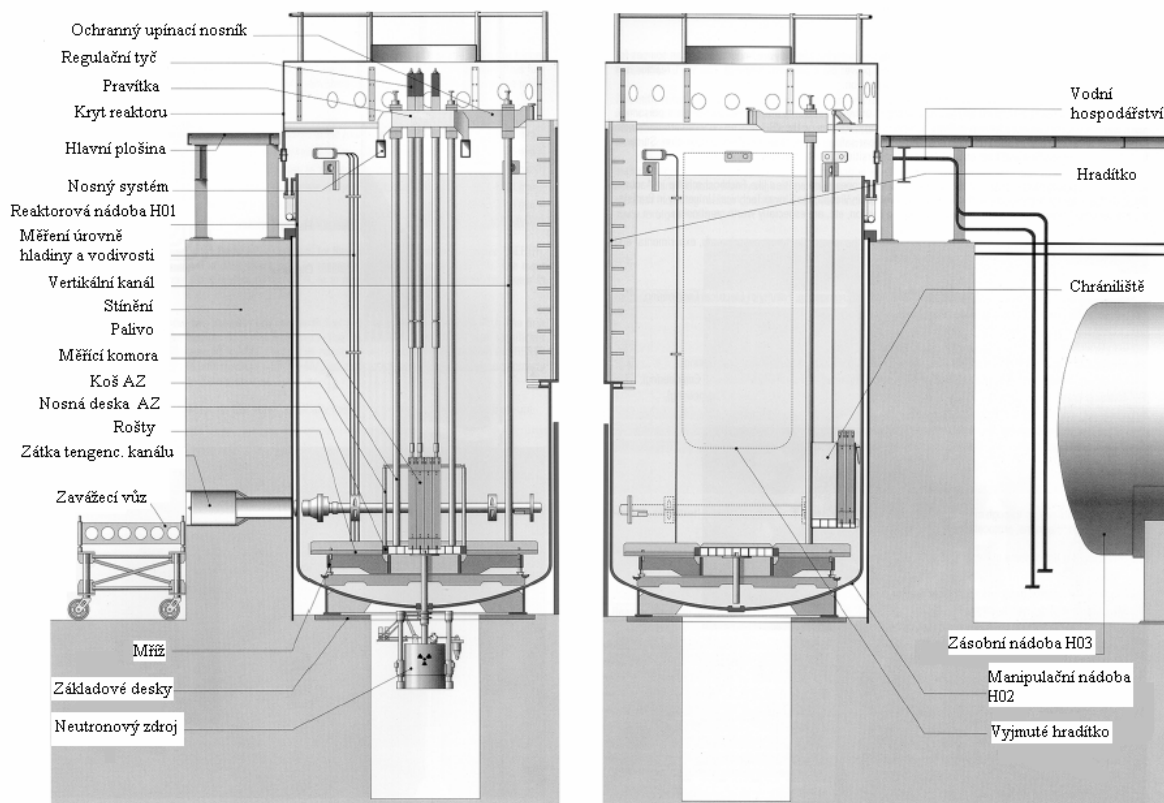
Jaderný reaktor VR-1 je lehkovodní reaktor bazénového typu s obohaceným uranem U 235 na 20 %. Jako moderátor pro zpomalování neutronů je použita lehká demineralizovaná voda H<sub>2</sub>O. Ta má zároveň funkci i reflektoru pro neutrony, biologického stínění a chladiva. Odvod tepla uvolněného při štěpení uranových jader v aktivní zóně probíhá přirozeným prouděním.

Těleso reaktoru VR-1 má tvar osmistěnu a je vyrobeno ze speciálního stínícího betonu. V něm jsou umístěny dvě nerezové nádoby (bazény). Jsou prakticky shodné, různá je jejich funkce a tím i vnitřní vybavení. Reaktorová nádoba je určena pro aktivní zónu, druhá nádoba je manipulační a experimentální. V případě potřeby lze obě nádoby pomocí hradítka vodotěsně oddělit.

Bazénové uspořádání reaktoru umožňuje jednoduchý a rychlý přístup k aktivní zóně, snadné zakládání a vyjímání různých experimentálních vzorků a detektorů, jednoduchou a bezpečnou manipulaci s palivovými soubory apod.

Aktivní zóna je umístěna v nerezové válcové nádobě - bazénu, který je zaplněn demineralizovanou lehkou vodou. Součástí reaktoru je tangenciální a radiální kanál, betonové stínění, které má do 2 metrů přísady litiny a tudíž slouží jako absorbátor  $\gamma$  záření.

Voda v reaktoru slouží jako moderátor nebo stínítko. Nádoba je napuštěna do 3 metrů demineralizovanou vodou. Stojatá voda může korodovat, proto se na její obměnu nádobou prohání malé množství vody. Povrchové znečištění vody odstraníme zvednutím hladiny do výše postranních otvorů, které jsou umístěny ve stěně nádoby a těmito otvory nečistoty odtěou. V manipulační nádobě jsou postranní kapsy na ukládání článků. Uprostřed nádoby je pouzdro na neutronový zdroj. Obě nádoby jsou propojeny vraty, která umožňují transport všech potřebných materiálů včetně paliva pod vodou. To výrazně zvyšuje radiační bezpečnost při provozu reaktorů. Reaktor je vybaven okruhem vodního hospodářství, jehož součástí je zásobní nádrž a demineralizační stanice pro přípravu a udržování vysoké čistoty vody.



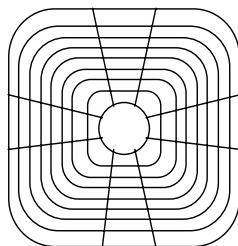
Obr. 60. Podélný řez reaktorem VR-1 VRABEC

### Palivový článěk reaktoru VR-1

V reaktoru VR-1 se během prvních šesti let provozu používalo palivo typu IRT-2M s obohacením 36% U235 po rekonstrukci 20 %, dovezené z Ruska sloužícího jako palivo u jaderných ponorek. Palivové články IRT-2M byly jedno, tří a čtyřtrubkové, přitom každý čtyřtrubkový článěk bylo možné rozdělit na třítrubkový článěk a jednostrubkový článěk. Jednostrubkové články (vnitřní trubky) byly používány pouze v třítrubkových článcích (ne samostatně). Palivový článěk tvořily koncentrické trubky čtvercového průřezu, spojené dolní a horní koncovkou (hlavicí). Do třítrubkových palivových článků bylo možné umístit absorbční části regulačních tyčí či jiné kanály (např. koncovku potrubní pošty). Součástí standardního čtyřtrubkového palivového článku byl i tzv. vytěsňitel, sloužící k zajištění stejného hydraulického odporu v celé kazetě při nuceném chlazení. Vytěsňitel nebyl při provozu reaktoru VR-1 potřebný, pokud se používal, pak pouze z experimentálních důvodů.

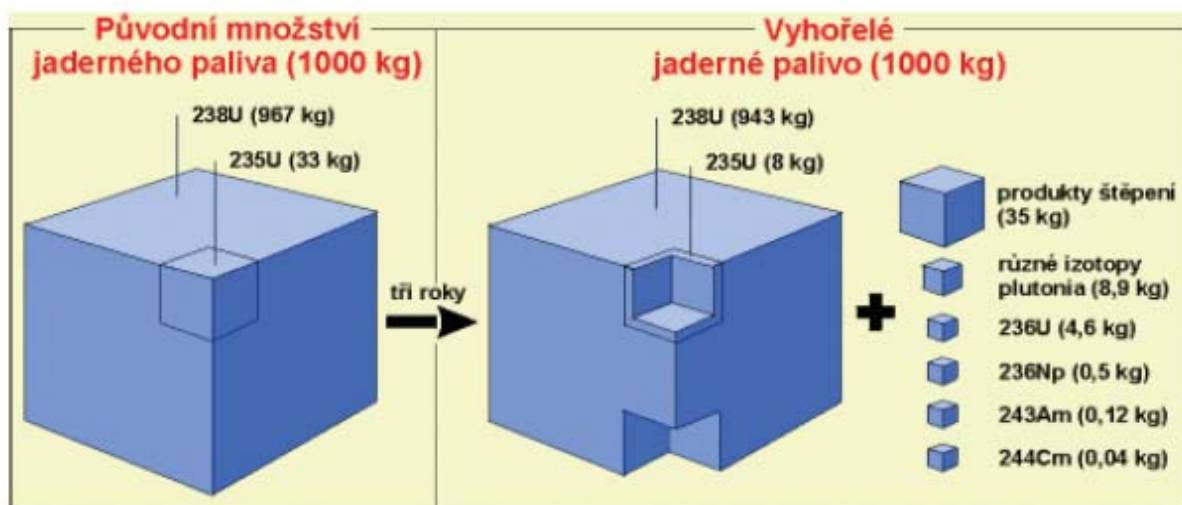
V dubnu 1997 byl zahájen provoz reaktoru VR-1 s palivem typu IRT-3M. Jedná se o palivo dovezené z Ruska, jeho obohacení je opět 36% U235. Palivo je dodáváno ve třech modifikacích, a to jako osmitrubkové, šestitrubkové a čtyřtrubkové. Palivová vrstva je opět tvořena disperzí Al a UO<sub>2</sub>, obohaceného U 235 na 36% o tloušťce 0,6 mm, která je z obou stran pokryta vrstvou čistého hliníku tloušťky 0,4 mm. Celková síla stěny trubky je 1,4 mm. Technologie výroby a použité materiály jsou stejné jako u paliva typu IRT-2M, s kterým je palivo IRT-3M geometricky záměnné. Palivový článěk je složen z trubek. 6 čtyřhranných, prostřední kruhová. Kazeta se vyrábí z hliníku, protože hliník zachycuje štěpné produkty.





Obr. 61. Schéma palivové kazety (pohled zhora)

## 14. Metody zpracování jaderného odpadu



Obr. 62. Hmotnostní bilance uranu v jaderném reaktoru

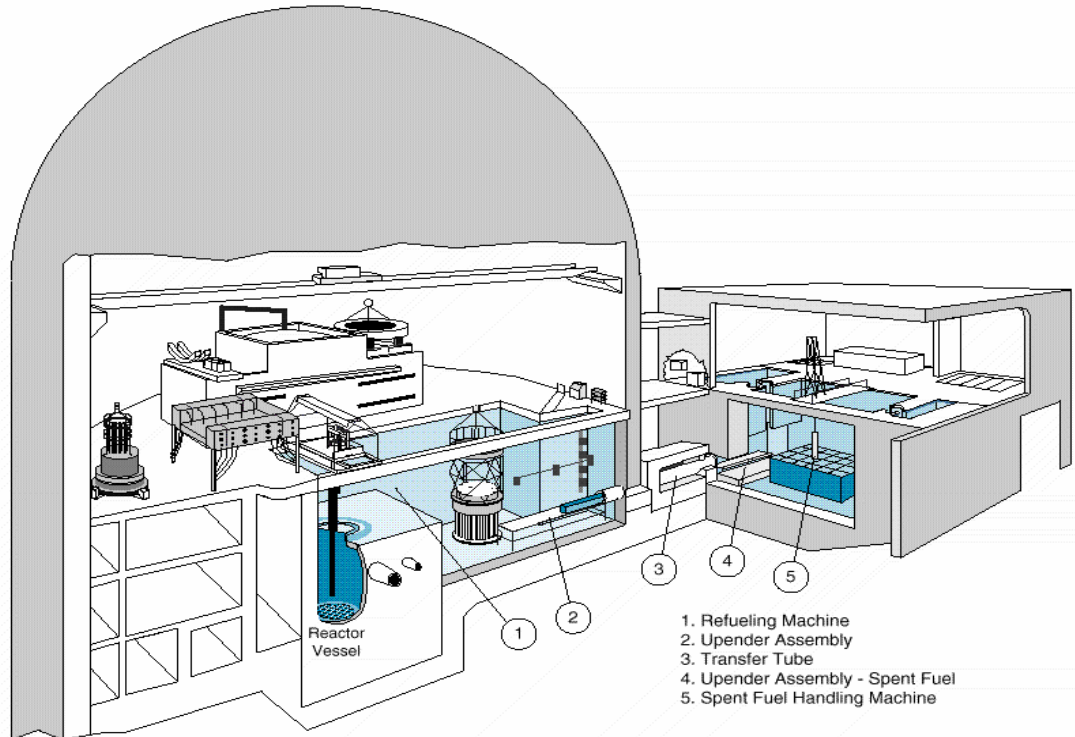
Při provozu jaderných elektráren se objevují vedle vysokoaktivního vyhořelého paliva také nízkoaktivní a středně aktivní plynné, kapalně a pevné radioaktivní odpady. Vznikají kontaminací různých materiálů radionuklidy uvolňovanými v reaktoru. Hodnoty radioaktivity klesají s časem. Radioaktivita odpadu po jaderném štěpení bývá označována třemi stupni – nízká, střední a vysoká – podle doby, po jakou ještě bude odpad nebezpečný. Do kategorií odpadu s radioaktivitou „nízkou“ a „střední“, patří například použité ochranné oděvy a odpadní kaly a pryskyřice, které vznikají při jaderné reakci. Odpad první kategorie se spaluje a stlačený se ukládá v podzemí. Odpad prostřední nebezpečnosti je ukládán v barelech do betonových a vyasfaltovaných prostor. Odpad nejvyšší nebezpečnosti obsahuje nebezpečné izotopy a v některých případech této kategorie radioaktivita přetrvává po staletí nebo dokonce tisíciletí. V současnosti se tento odpad skladuje v tekuté formě na zvláštních úložištích v nádržích ze nerezavějící oceli. Z takto uloženého odpadu stále vychází teplo, a je proto třeba jej neustále chladit. Dlouhodobé plány počítají s ukládáním nejnebezpečnějšího odpadu do skleněných bloků, které se po 50 let přechovávají nad zemí. Za tu dobu radioaktivita klesne na nižší úroveň. Po této době už je pak možné s odpadem nakládat stejně jako s odpadem střední kategorie.

Způsobů uložení jaderného odpadu je celá řada. Jaderný odpad se dočasně ukládá na 40-50 let do meziskladů, dále do vodních bazénů u jaderných reaktorů nebo mimo ně, využívá se také tzv. suché skladování ve stíněných ocelových stíněných kontejnerech, popř. v betonových sklípcích nebo betonových kontejnerech. Každá z těchto metod má své výhody a nevýhody a její využití se řídí lokálními potřebami jednotlivých jaderných elektráren. Definitivní uložení jaderného odpadu umožní hlubinná úložiště.

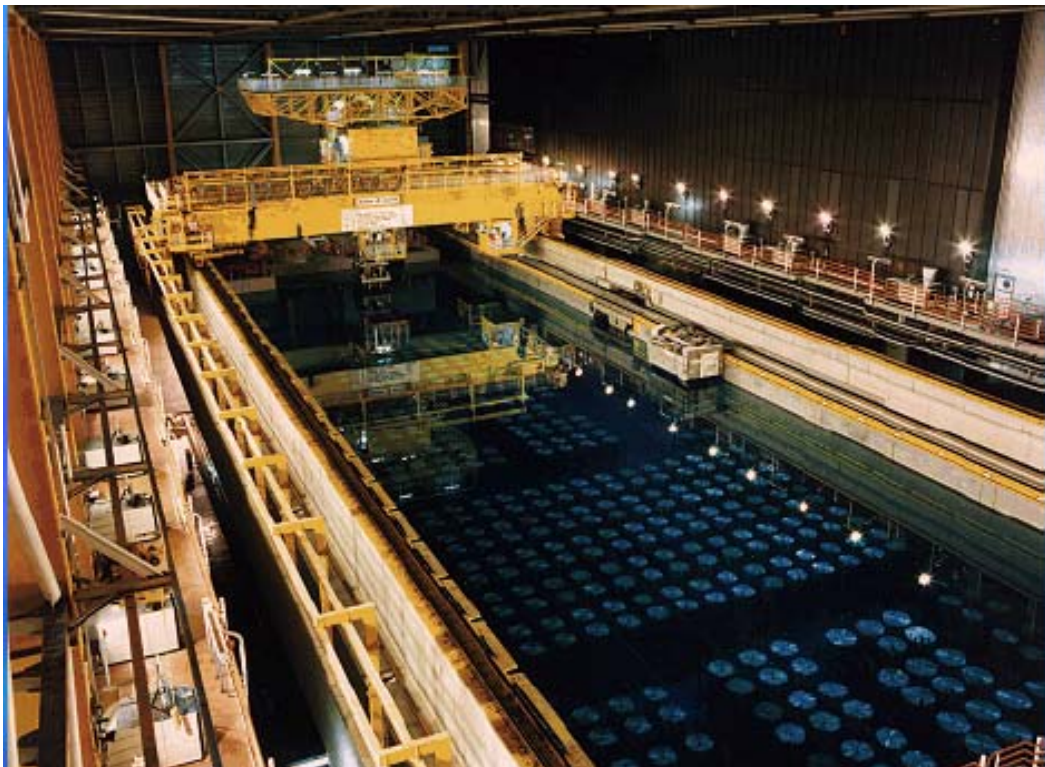
Základním schématem tzv. překládky paliva bylo umístění čerstvých kazet na okraj aktivní zóny. V průběhu let se pak při výměnách kazety přesouvaly směrem ke středu. Ukázalo se, že tento systém nebyl z ekonomického hlediska využití paliva ideální. Navíc čerstvé kazety mají v aktivní zóně vyšší výkon a jejich umístění na okraj zóny tak nebylo vhodné ani z hlediska radiační zátěže na reaktorovou nádobu (vysoké neutronové toky přispívají k degradaci reaktorové nádoby). Přechod na čtyřletý palivový cyklus v roce 1997 umožnily až zlepšené parametry paliva. Od roku 2003 se postupně přechází na cyklus pětiletý.

Umístění radioaktivních odpadů v dočasném úložišti - v meziskladu - má několik výhod. Stále klesající radioaktivita usnadní budoucí manipulaci s odpadem, odpady jsou pod stálou kontrolou a v průběhu skladování je dostatek času na rozmyšlení, co podniknout s odpady objeví-li se modernější a výhodnější metoda na jejich zpracování, popř. opakované využití v jaderných elektrárnách. V meziskladu se vyhořelé palivo postupně hromadí a do hlubinného úložiště se pak uloží najednou, což je levnější než dlouhodobé udržování provozu hlubinného úložiště a jeho zaplňování po etapách. Vyhořelé palivo se do meziskladů ukládá na dobu 40-50 let. Mezisklady se většinou budují přímo v areálech jaderných elektráren. Existují dva základní typy meziskladů - suché a mokré. Mokřý způsob skladování je dnes v atomových elektrárnách ve světě nejrozšířenější. Vyhořelé palivo se skladuje v vodních bazénech buď přímo u reaktoru, nebo mimo něj. Voda zajišťuje spolehlivý odvod tepla i ochranu obsluhy elektrárny před zářením. Snadná je i vizuální kontrola vyhořelého paliva. Nevýhodou je potřeba stálého chlazení a čištění vody, přičemž vznikají kapalně radioaktivní odpady. Provozní náklady jsou vyšší než u suché metody skladování. V řadě jaderných elektráren, včetně jaderných elektráren na území ČR, se používá suché skladování ve stíněných kontejnerech. Tomuto způsobu skladování se dává přednost při delších intervalech skladování. Vyhořelé palivo je ukládáno buď do betonových staveb (sklípků), nebo do betonových či kovových kontejnerů. Suché skladování má nižší provozní náklady, žádné nebo malé množství korozních produktů a umožňuje snadnou manipulaci a rozšíření skladu. Do suchých skladů se vyhořelé palivo dává po několika letech "odpočinku" a chlazení v bazénu vyhořelého paliva. K transportu i skladování vyhořelého paliva se v českých jaderných elektrárnách používají speciální dvouúčelové kontejnery. Tyto kontejnery, nazývané také obalové soubory, umožňují, aby v případě potřeby transportu paliva nebylo třeba vyhořelé palivo ze skladovacích kontejnerů překládat do kontejnerů transportních, ale převést ho bez zbytečných časově i technologicky náročných manipulací.

Hlubinné úložiště jaderného odpadu je uměle vyhloubený nebo pečlivě upravený podzemní prostor situovaný do hlubokých stabilních geologických vrstev. Přednost před úpravou starších důlních děl se dává zbudování úložiště nového, a to v neporušeném geologickém prostředí, v oblasti, kde nehrozí vulkanická činnost, zemětřesení, zaplavení mořem nebo zaledněním. Dlouhodobým uložením se míní časový úsek srovnatelný s geologickými časovými obdobími v měřítku delším než 10 tisíc let, spíše však 40 až 100 tisíc let. Všechny práce směřují k tomu, aby byl znemožněn jakýkoli kontakt budoucích pokolení s uloženým materiálem. Vybudování hlubinného úložiště jaderného odpadu proto předchází finančně i časově náročná a vývojová činnost a průzkumné práce.

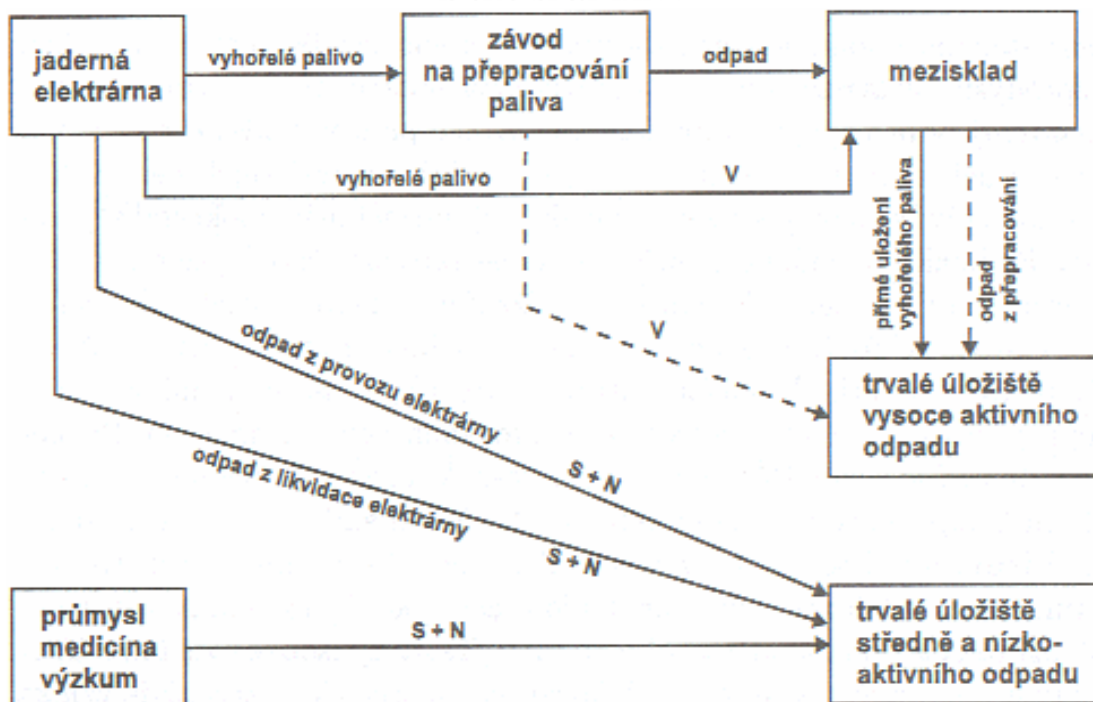


Obr.64. Manipulace s vyhořelým jaderným palivem  
 1- Zavážecí stroj, 2- Dopravní zařízení, 3-Transportní trubice, 4- Vyhořelé palivo, 5- Manipulační stroj



Obr. 65. Uložiště vyhořelého paliva pod vodou



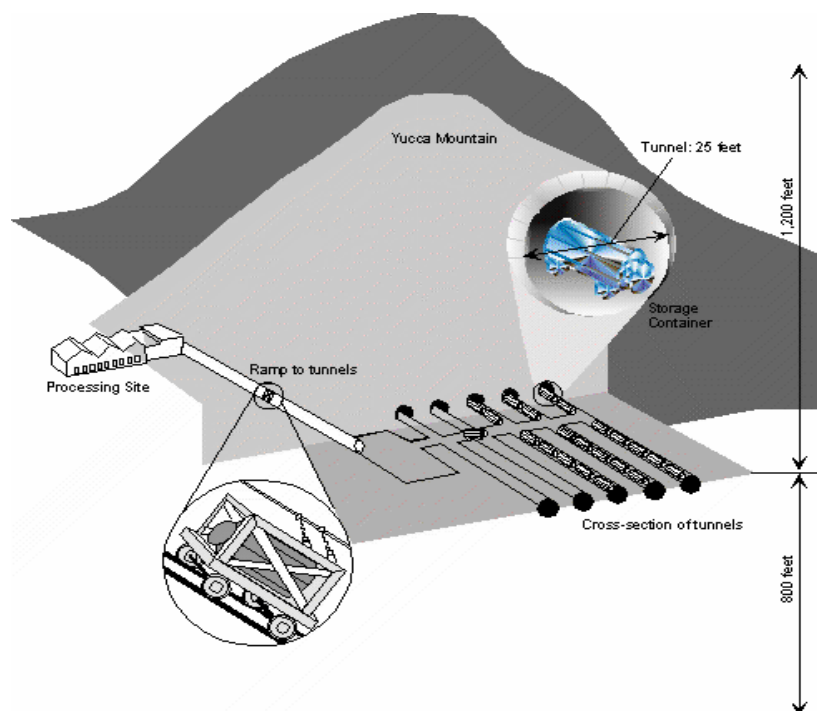


Obr. 66. Toky radioaktivního odpadu



Obr. 67. Mezisklad vyhořelého jaderného paliva v jaderné elektrárně Dukovany

Dlouhodobá strategie ČR v oblasti zneškodňování vysoce aktivních odpadů je formulována v dokumentu nazvaném Koncepce nakládání s radioaktivními odpady a vyhořelým jaderným palivem. Tento materiál Ministerstva průmyslu a obchodu schválila v květnu roku 2002 vláda (usnesení vlády č. 487 ze dne 15. 5. 2002). Koncepce doporučuje jako nejvhodnější variantu pro zneškodnění vysoce aktivních odpadů hlubinné úložiště, zároveň ale doporučuje sledovat i nové technologie, které by mohly vést k dalšímu využití vyhořelého jaderného paliva.



Obr. 68. Definitivní uložení jaderného paliva v hlubinném uložišti

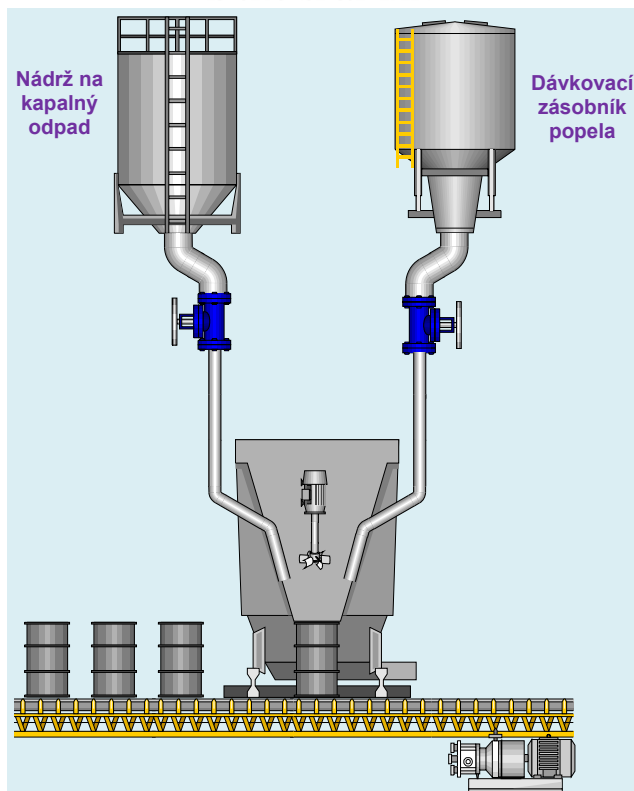
Aby se snížilo množství odpadů určené ke zpracování a skladování a aby se minimalizovaly náklady s tím spojené, klade se největší důraz na snížení jejich objemu. To je zvláště důležité u nízkoaktivních odpadů, které mají velký objem, ale nízkou aktivitu. V závislosti na druhu odpadů se ke snížení objemu používá odpařování, lisování, spalování ap.

**Cementace** je způsob zneškodňování kapalných radioaktivních odpadů vznikajících při provozu jaderné elektrárny. Metoda je založená na vázání vody, obsažené v kapalných radioaktivních odpadech, cementem. Kapalným radioaktivním odpadem se používá jako záměsová kapalina k výrobě betonových bloků.

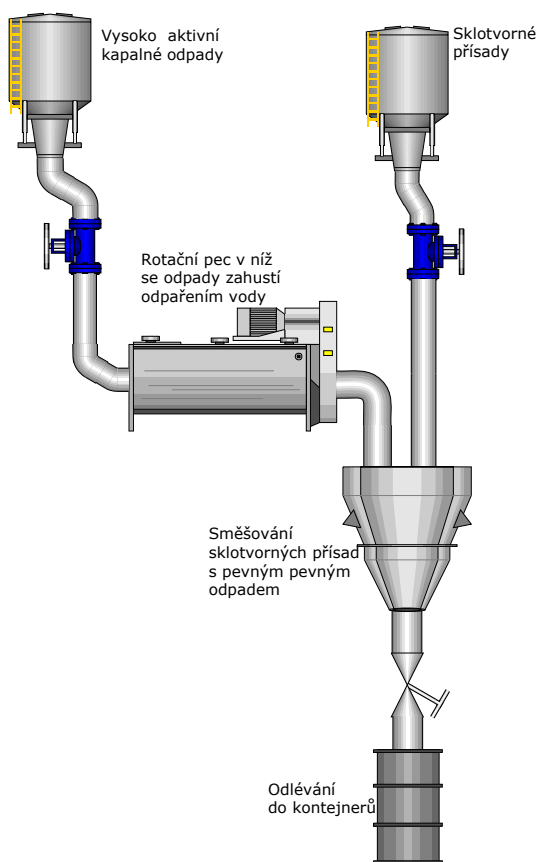
Zpevňování radioaktivních odpadů do cementu přináší řadu výhod a používá se v celém světě již mnoho let. Je levné, nepotřebuje nijak složité zařízení, výsledný produkt je stabilní, nehořlavý, nízké energetické náročnosti a pojme do sebe relativně hodně odpadu a má i vysokou schopnost samostínění. Nevýhodou je významné zvětšení objemu výsledného produktu.

**Bitumenace** spočívá v odpaření kapaliny a rozmíchání suchého zbytku s roztaveným bitumenem nebo s bitumenovou emulzí. Bitumen je organická látka (živice) podobná asfaltu. Výhody spočívají ve snížení objemu, tím že je odpad horkým procesem zbaven zbytkové vody. Nevýhodou tohoto procesu je to, že bitumen (živice, organická látka podobná asfaltu) je potenciálně hořlavý a vyžaduje speciální opatření při zacházení.

**Vitrifikace** spočívá ve výrobě speciálních skel nebo sklokeramiky z kapalného radioaktivního odpadu a sklovitých materiálů při teplotě 900 až 1200 °C. Výhodou metody je velmi nízká vyluhovatelnost a vysoká objemová redukce výsledného produktu. Nevýhodou je nutnost využití poměrně složité technologie.



Obr. 69. Cementace



Obr. 70. Vitrifikace

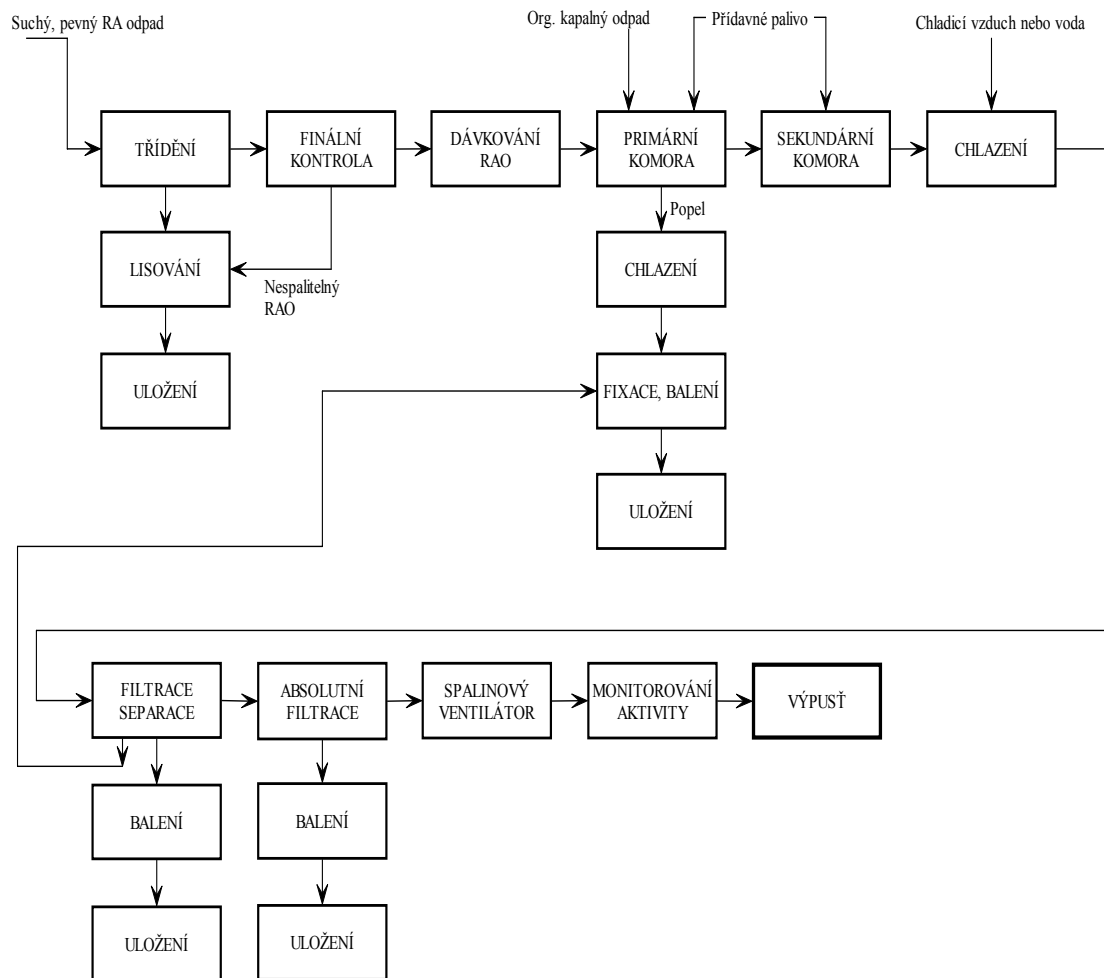


Pevné radioaktivní odpady pocházející z kontrolovaného pásma jsou tříděny podle svých charakteristických vlastností. Tento způsob nakládání umožňuje průkaznější určení radionuklidů, kterými jsou odpady kontaminovány. Poté jsou skladovány a před konečnou úpravou se lisují do sudů o objemu 200 litrů. Konečná úprava probíhá kampaňovitě, sudy s předlisovaným odpadem jsou slisovány vysokotlakým lisem. Výlisky jsou umístěny do větších sudů (tzv. overpak o objemu 300 až 400 litrů) a takto ukládány do úložiště radioaktivních odpadů. Výsledná redukce objemu je šestinásobná. Ve světě se vysokoaktivní odpady upravují takzvanou vitrifikací, tj. převedením na stabilní materiál - sklo. K vysušenému rozemletému odpadu se přidají sklotvorné přísady a běžnou sklářskou technikou se při asi 1200 o C vytaví křemičitanové nebo boro-křemičitanové sklo. Zkoušejí se i fosfátosilikáty. Zasklené odpady mají vysokou odolnost vůči vyluhování vodou, dobrou tepelnou vodivost a mechanickou pevnost. Pro lepší tepelnou vodivost se zkoušejí kapky skla obalovat kovem - olovem nebo hliníkem. Prvními průmyslovými závody na vitrifikaci odpadů byly závody v Marcoule ve Francii (1978), v Čeljabinsku v tehdejším Sovětském svazu (1987), v Cap de La Hague ve Francii (1989) a ve Windscale ve Velké Británii (1990).

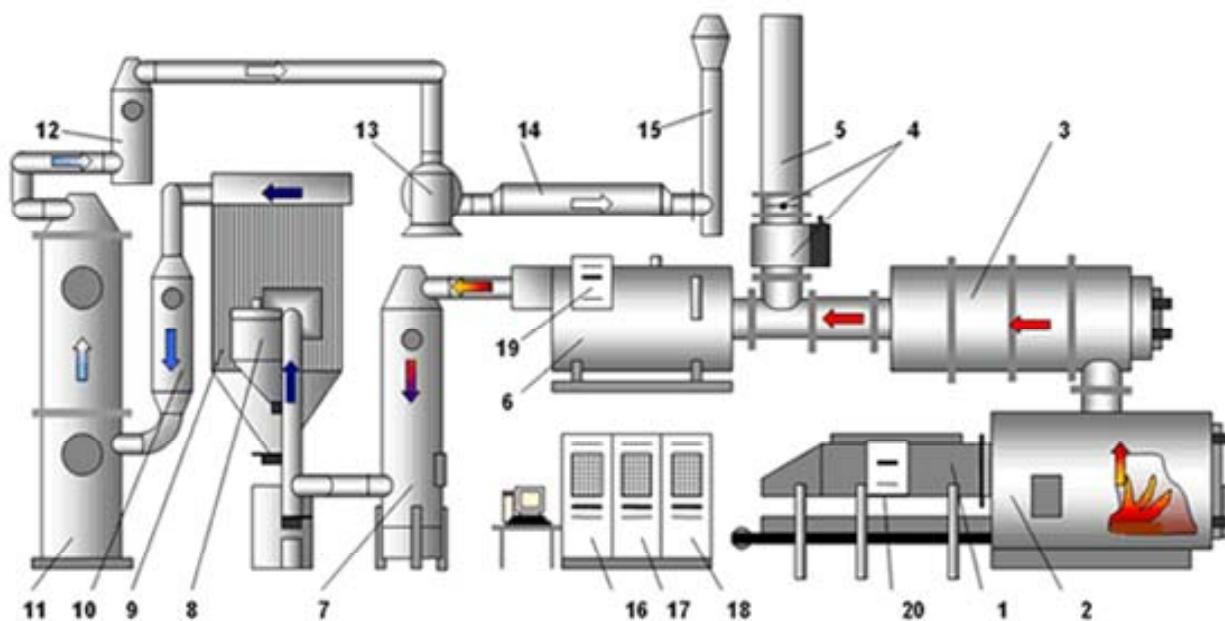
Zkušenosti ukazují, že 50 - 80 % pevných radioaktivních odpadů lze považovat za spalitelné. Oproti lisování má spalování tu výhodu, že se kromě významného snížení objemu získá homogenní konečný produkt ve formě popela, který může být bez dalšího zpracování uložen do kontejnerů určených ke skladování a konečnému uložení. Spalováním je možno odstranit i organické kapaliny, například oleje, mazadla nebo rozpouštědla, jejichž zpracování je obtížné. Vzniklé plyny je samozřejmě nutné jímat a naložit s nimi jako s plynnými radioaktivními odpady.



Obr. 72. Spalovna RAO-100 kg / hod s rotační spalovací komorou v Oak Ridge USA

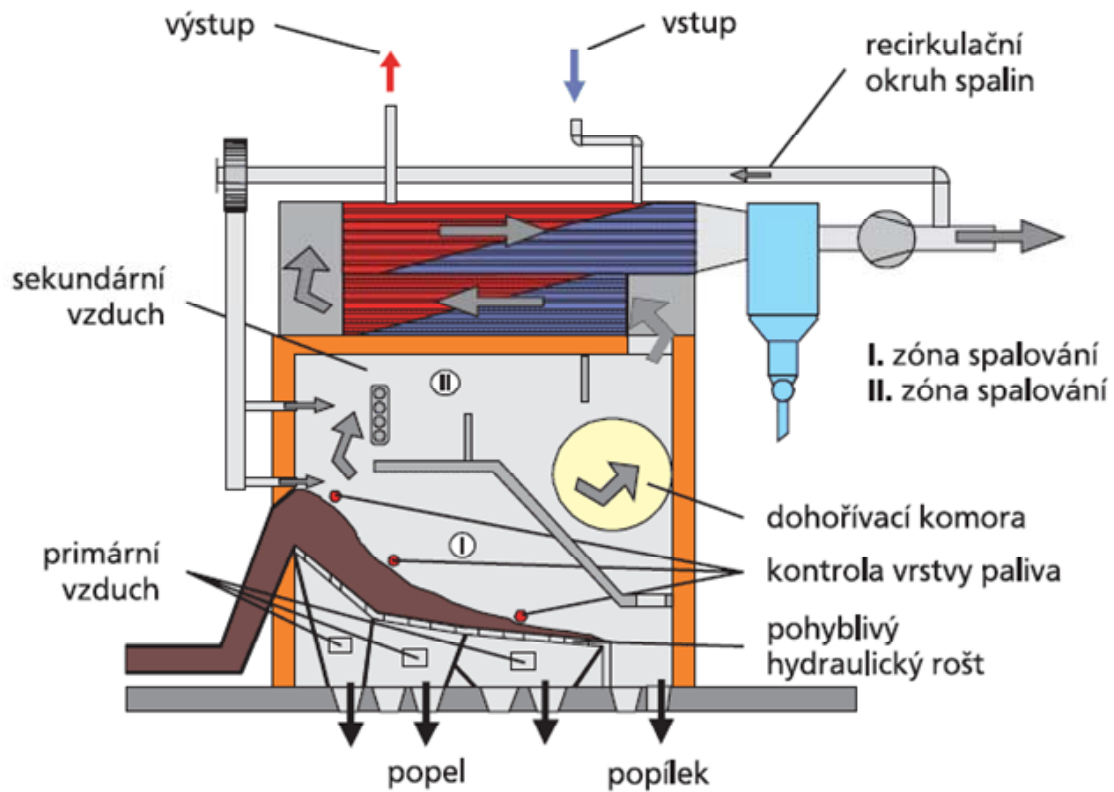


Obr. 71. Schéma spalování nízkoaktivního radioaktivního odpadu



Obr.73. Koncepce větší spalovny radioaktivních odpadů (ČKD)

1- podávací zařízení, 2- spalovací komora, 3- dohořivací komora, 4- klapa, 5- bezpečnostní kanál, 6- výměník tepla spaliny-vzduch, 7- směšovací chladič spalin, 8- zásobník sorbentu, 9- tkaninový a jemný filtr, 10,11,12- suchá pračka spalin, 13- spalinový ventilátor, 14- aerosolový filtr, 15- odtah spalin s diagnostikou, 16- řízení spalovny, 17, 18- emisní monitoring

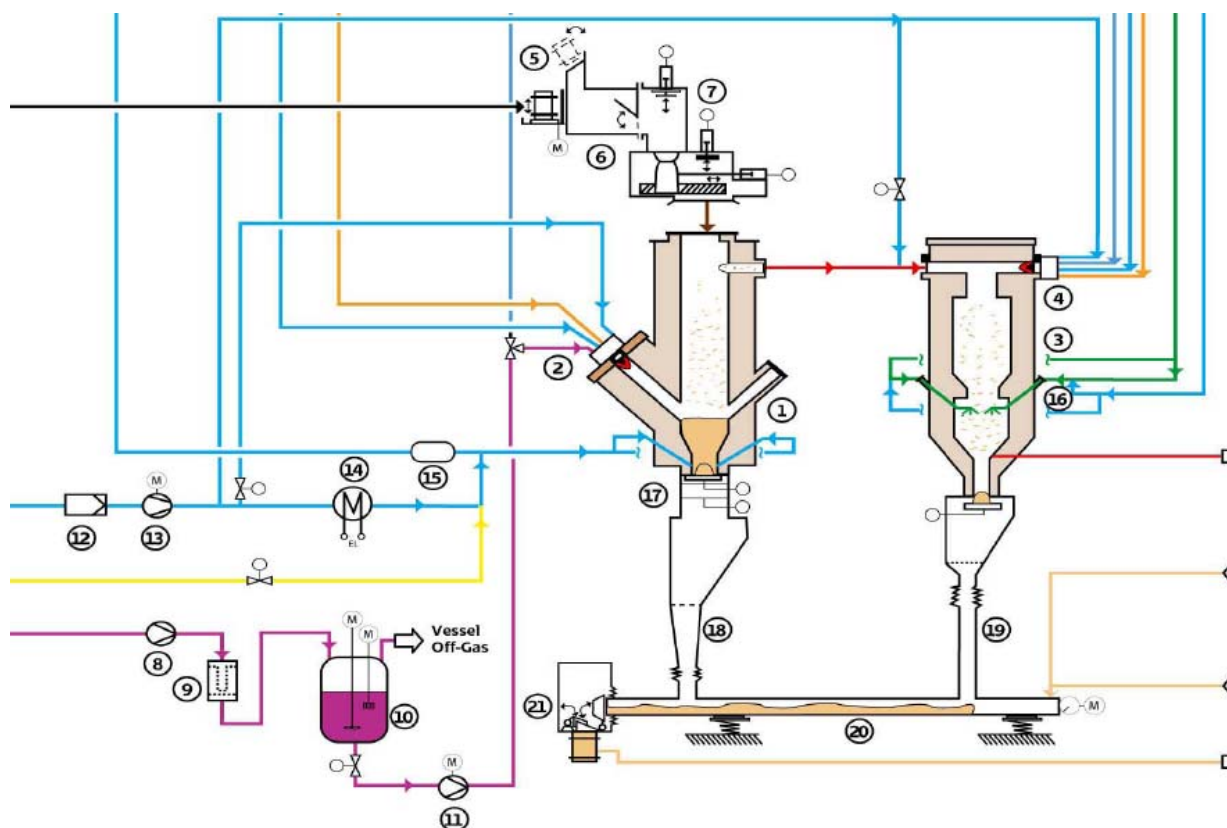


Obr.74. Spalovací komora s přesuvným roštěm a dohořivací komorou

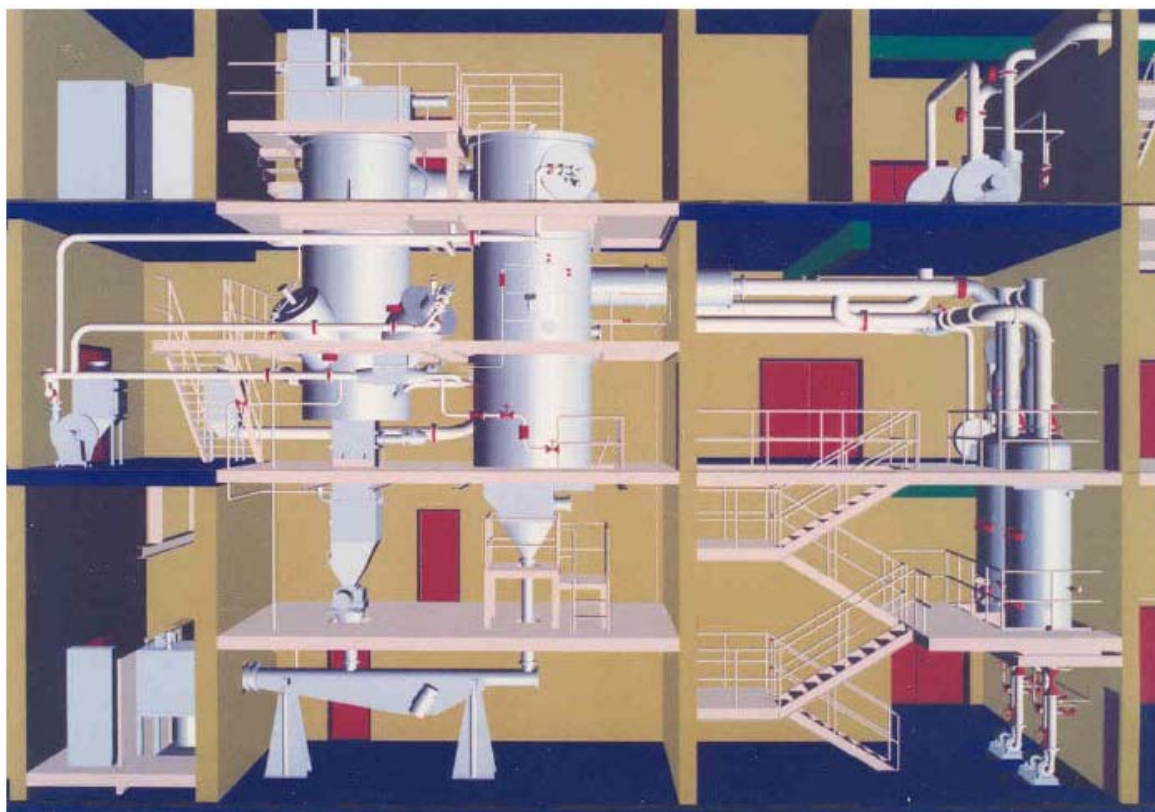


Obr. 76. Spalovací pec s dohořivací komorou NUKEM

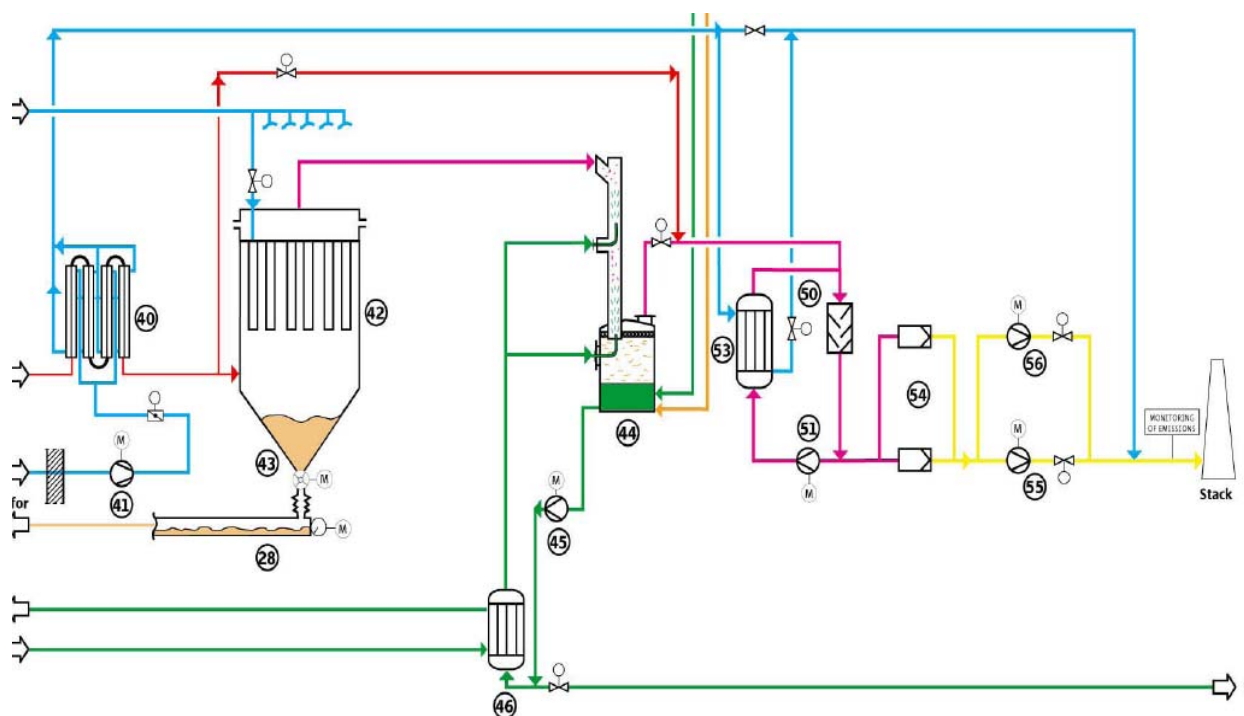




Obr. 75. Spalovna RAO NUKEM o výkonu 50 – 100 kg/hod



Obr. 77. 3D model spalovny radioaktivních odpadů NUKEM



Obr. 78. Čištění spalin u spalovny radioaktivních odpadů NUKEM

### Dekontaminační technologie

Vnitřní povrchy zařízení primárního okruhu, ale i ostatní povrchy v kontrolovaném pásmu mohou být znečištěny (kontaminovány) radioaktivními izotopy. Pro snížení radiální zátěže obslužného personálu a zabránění vnitřní kontaminace pracovníků např. při údržbě zařízení, provádí se na zařízeních odstraňování kontaminace – dekontaminace. Na vnitřních plochách primárního okruhu je však kontaminace pevně vázána do korozní vrstvy, kterou je vnitřní povrch pokryt. Korozní vrstva je tvořena kompaktní vrstvou směsných oxidů železa, niklu a chromu. Abychom odstranili tuto kontaminaci, musíme odstranit i korozní vrstvu. Pro dekontaminaci různých povrchů se v závislosti od jejich charakteru a vlastností kontaminantů používá celá řada technologických postupů, které můžeme rozdělit do tří skupin:

- Chemická dekontaminace.
- Elektrochemická dekontaminace.
- Speciální postupy.

### Chemická dekontaminace

Chemická dekontaminace nerezových ocelí (materiál vnitřních povrchů primárního okruhu JE Temelín) je založena na dvoustupňovém rozpouštění korozní vrstvy. V prvním stupni se korozní vrstvy naruší oxidací pomocí ohřátého kyselého nebo zásaditého roztoku manganistanu draselného a v druhém stupni se korozní vrstva rozpustí v teplém roztoku kyseliny šťavelové, citrónové a komlexo-tvořného činidla ve vodě. Výhodou této technologie je její značná univerzálnost a možnost dekontaminovat i tvarově komplikované povrchy. Nevýhodou je nižší dekontaminační faktor a značné množství kapalných radioaktivních odpadů.

### Elektrochemická dekontaminace

Je také určena pouze pro dekontaminaci kovových povrchů pomocí stejnosměrného proudu a je založena na anodickém rozpouštění korozní vrstvy. Dekontaminovaný předmět se zapojí

jako anoda a katodou jsou buď stěny a dno vany nebo speciálně tvarovaná elektrod. Mezi katodou a anodou je elektrolyt (roztok organických kyselin ve vodě), který zprostředkuje kontakt. Při vanové metodě se speciálně upravená kovová vana naplní elektrolytem, do kterého se ponoří titanový koš s předmětem určeným k dekontaminaci. Koš je zapojený jako anoda a vana jako katoda. Po zapnutí proudu se korozní vrstva na předmětu začne rozpouštět. Vanová elektrochemická dekontaminace se také kombinuje s odstraňováním korozní vrstvy pomocí ultrazvuku. Výhodou elektrochemických metod je jejich vysoká dekontaminační účinnost při malé produkci kapalných radioaktivních odpadů. Nevýhodou jsou problém s dekontaminací tvarově komplikovaných součástí.

### **Speciální postupy dekontaminace**

Cílem speciálních dekontaminačních postupů, které se rozvíjejí v současné době ve světě, je při zachování vysokého dekontaminačního faktoru snížit množství sekundárních kapalných odpadů. Podle způsobu dekontaminačního působení rozdělujeme speciální metody na dekontaminace pomocí gelů a pěn. V případě gelů a pěn se jedná o chemickou dekontaminaci, při níž jsou chemikálie dispergované v pěnách nebo gelech, a je proto možné s malým množstvím pěnotvorného roztoku nebo gelu pokrýt velkou plochu určenou k dekontaminaci. Často se tyto dvě metody kombinují. Nejdříve se na dekontaminovanou plochu nanese gel, který se potom odstraní pomocí pěny, která se nakonec z povrchu odsaje a rozruší. Při takovém postupu vznikne malé množství kapalného radioaktivního odpadu. Účinnost dekontaminace pomocí pěn a gelů se zvyšuje prodloužením doby jejich působení. Mechanické metody dekontaminace zahrnují broušení, otrýskávání, odstraňování vrstev. Jsou velmi účinné, vzniká malé množství odpadu, ale vzhledem k destruktivnímu působení na materiál a možnost šíření kontaminace se v neprovozovaných elektrárnách nepoužívají ve větším měřítku.

## **15. Bezpečnost jaderné energetiky**

**Jaderná bezpečnost (JB)** je stav a schopnost jaderného zařízení a jeho obsluhy zabránit nekontrolovanému rozvoji štěpné řetězové reakce a nedovolenému úniku radioaktivních látek a ionizujícího záření do životního prostředí.

**Jaderná zařízení** jsou investiční a provozní celky, jejichž součástí je jaderný reaktor využívající řetězovou štěpnou reakci k výrobě energie nebo jako zdroj ionizujícího záření, dále zařízení pro skladování, zpracování, ukládání a dopravu jaderných materiálů, které se spotřebovávají při štěpné řetězové reakci nebo vznikají při provozu jaderného reaktoru. Jaderná zařízení podléhají státnímu dozoru.

**Provozní limity a podmínky** jaderné elektrárny jsou souborem údajů o přípustných provozních parametrech, požadavcích na provozní schopnost zařízení, nastavení ochranných systémů a o základních úkonech provozních pracovníků při určitých provozních stavech.

**Normální provoz** jaderné elektrárny jsou všechny plánované stavy a operace při dodržení provozních limit a podmínek (např. spouštění, ustálený provoz na sníženém nebo plném výkonu, odstavení reaktoru, údržba, opravy atd.)

**Abnormální provoz** jaderné elektrárny jsou neplánované stavy definované určitým vybočením z normálních podmínek, které neznamená bezprostřední ohrožení bezpečnostních funkcí a limitů.

**Havarijní stavy** jsou takové, při kterých je potenciálně ohrožení plnění nebo již došlo k porušení plnění bezpečnostních funkcí. Hranice mezi abnormální a havarijním provozem je vymezena množinou signálů, které vedou k havarijnímu odstavení reaktoru nebo ke



spuštění systémů zajištění bezpečnosti.

**Projektová havárie** je nehoda, jejíž řešení je uvažované v projektu jaderného zařízení.

**Maximální projektová havárie** je nehoda s největším negativním dopadem na jaderné zařízení, jejíž řešení je uvažované v projektu jaderného zařízení.

Jaderná energetika má nejpřísnější předpisy ze všech průmyslových oborů.

Bezpečnost je dána především:

- \* výběrem vhodné lokality (seismická aktivita, ...)
- \* počtem záložních systémů (několikanásobné nezávislé zabezpečení)
- \* bezpečnostními systémy (automatické systémy měření, regulace a případné odstavení bloku)
- \* zabezpečením objektu
- \* ochrannými opatřeními proti teroristickým akcím (bezletové zóny, ...)

Kontrolním orgánem je Mezinárodní agentura pro atomovou energii se sídlem v Vídní- MAAE, v České republice je to Státní úřad pro jadernou bezpečnost - SÚJB

Stupnice hodnocení jaderných událostí (výběr):

- 0 – 2    technické poruchy které nevedou k úniku radioaktivity a k ozáření
- 3        vážná porucha, menší unik radioaktivity do okolí
- 5        vážná havárie, nutnost evakuace obyvatel v okolí elektrárny (USA a VB)
- 7        velká havárie – značný únik radioaktivity, vážné zdravotní důsledky, dlouhodobé ohrožení životního prostředí (Černobyl)

Bezpečnost jaderné energetiky je zaměřena na problematiku:

- jaderné bezpečnosti, radiační ochrany, havarijního plánování a fyzické ochrany při umístování, výstavbě, spouštění, provozu, rekonstrukcích a vyřazování z provozu jaderných zařízení s důrazem na ochranu životního prostředí, zdraví profesionálních pracovníků a obyvatelstva,
- jaderné bezpečnosti a radiační ochrany v průběhu jaderného palivového cyklu, zejména v části vyhořelého jaderného paliva,
- zpracování radioaktivních odpadů a jejich bezpečného ukládání,
- přirozené a umělé radioaktivity v životním prostředí,
- ochrany před zářením a radiologické dozimetrie,
- metod a přístrojů a zařízení jaderné techniky.

Státní správu a dozor při využívání jaderné energie a ionizujícího záření, v oblasti radiační ochrany a v oblasti jaderné, chemické a biologické ochrany v ČR, zajišťuje **Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB)**. Jeho hlavním úkolem je dbát na bezpečnost JE Dukovany a JE Temelín, sledovat možné negativní dopady jaderné elektrárny na okolí, resp. je maximálně snižovat, a minimalizovat rizika atomové elektrárny, jejichž následkem by mohla být havárie elektrárny. Výkon státní správy a dozoru nad jadernou bezpečností spočívá jak v kontrolní činnosti, tak ve správě (**Státní úřad pro jadernou bezpečnost** především vydávání povolení a schvalování zákonem předepsaných dokumentů). Řídí se přitom i požadavky, které vyplývají z mezinárodních úmluv a konvencí. **Státní úřad pro jadernou bezpečnost** podporuje vědu a výzkum v oblasti využívání jaderné energie a spolupracuje s mezinárodně organizovanými skupinami, jako je např. WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) nebo Mezinárodní agentura pro atomovou energii se sídlem ve Vídni. Účastní se také harmonizace legislativních a technických požadavků na jadernou bezpečnost v rámci Evropské unie. Do oblasti působnosti **Státního úřadu pro jadernou bezpečnost** patří celá

řada činností. K nejvýznamnějším patří státní dozor nad jadernou bezpečností vůbec, fyzickou ochranou jaderných zařízení, radiační ochranou a havarijní připraveností v prostorách jaderných zařízení nebo na pracovištích, kde se vyskytují zdroje ionizujícího záření. Úřad také např. povoluje umístování a provoz jaderného zařízení a pracovišť s významnými zdroji ionizujícího záření, nakládání se zdroji ionizujícího záření a radioaktivními odpady a činnosti týkající se přepravy jaderných materiálů a radionuklidových zářičů. Schvaluje dokumentaci související se zajištěním zákonem stanovené jaderné bezpečnosti a radiační ochrany, s limity a podmínkami provozu jaderných zařízení a způsobem zajištění fyzické ochrany. Důležitou oblastí činnosti je i stanovení podmínek a požadavků radiační ochrany obyvatel a lidí pracujících se zdroji ionizujícího záření (např. stanovení limitů ozáření, vymezení kontrolovaných pásem), stanovení zóny havarijního plánování a požadavků havarijní připravenosti držitelů povolení podle atomového zákona.

Pro bezproblémové provozování jaderných reaktorů bez ohrožení bezpečnosti jsou definována a po zkušenostech z velkých havárií uplatňována pravidla bezpečnosti. Ta mají několik úrovní, ale nejzákladnější z nich jsou:

- inherentní bezpečnost využívá základní fyzikální principy, které samy vyloučí nebezpečí havárie atomové elektrárny (například: fyzikální proces štěpení se utlumuje tím více, čím je větší teplota)
- pasivní bezpečnost zmírňuje následky případných havárií; ta spolu s bariérami zabrání uniku nebezpečných látek i v případě, že by aktivní bezpečnostní a havarijní technika selhaly.

### **Základní principy zajištění jaderné bezpečnosti**

Základní principy dělíme na :

- odpovědnost v řízení
- strategie hloubkové ochrany
- obecné technické principy

### **Strategie hloubkové ochrany**

Hloubková ochrana je založena na vzájemně se překrývajících opatřeních technického a organizačního charakteru, které zabezpečí, že poruchy a havárie na jaderně energetických zařízeních budou zvládnuty s minimálním dopadem na obyvatelstvo.

Hloubková ochrana se skládá z pěti úrovní opatření technického a organizačního charakteru a tří fyzických bariér. Jednotlivé úrovně hloubkové ochrany jsou tvořeny:

1. úroveň konzervativní projekt, kontrolní činnosti, zajištění jakosti, kultura bezpečnosti

2. úroveň řízení provozu včetně odezvy na abnormální stavy

3. úroveň bezpečnostní systémy a opatření pro zvládnutí havárií

4. úroveň systémy a opatření pro udržení celistvosti hermetické obálky

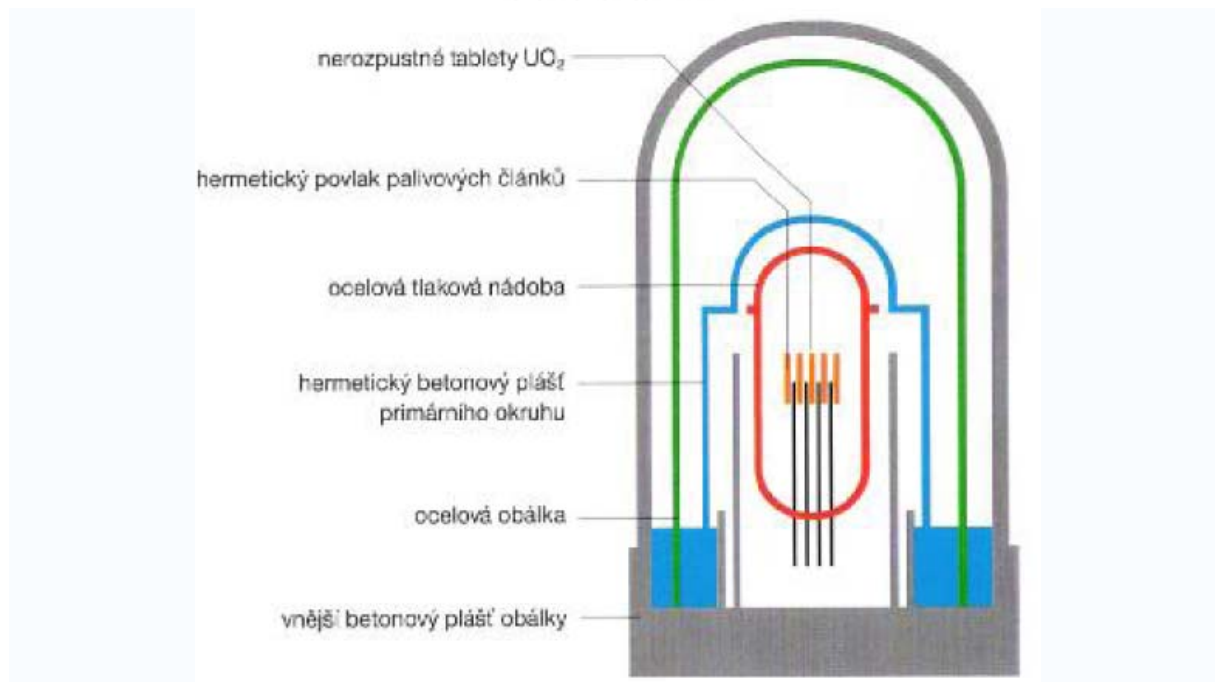
5. úroveň opatření vnější havarijních plánů

Fyzické bariéry jsou překážky, které brání úniku radioaktivních látek. Na jaderné elektrárně Temelín jsou realizovány tři fyzické bariéry:

1. bariéra je tvořena krystalovou mřížkou paliva a jeho hermetických pokrytím

2. bariéra je tvořena hranicí primárního okruhu

3. bariéra je tvořena stavebním provedením reaktorové budovy – hermetickou ochrannou obálkou nejdůležitějších částí technologie – kontejnmentem.



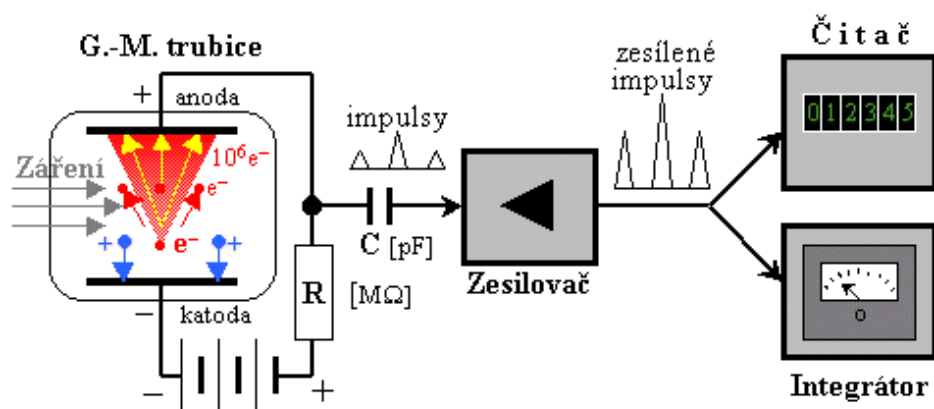
Obr.79. Šest bariér jaderné bezpečnosti

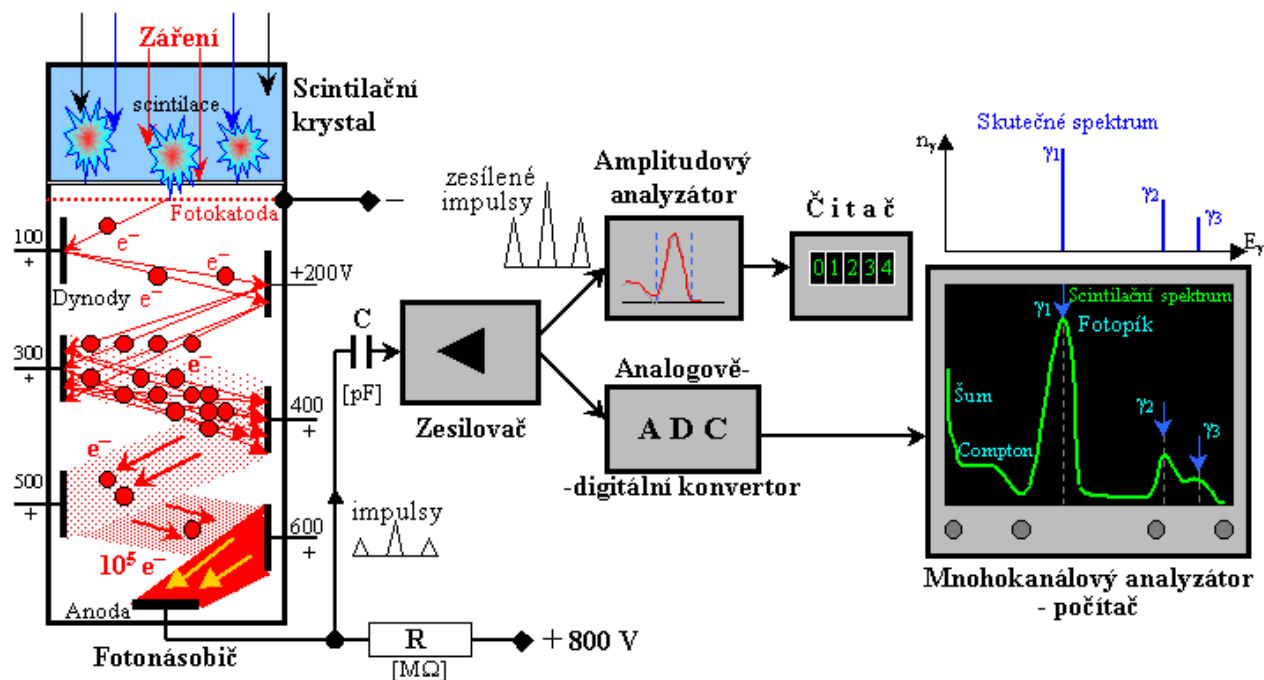
## 15.1 Dozimetrie

### Radioaktivita

je schopnost nestabilních jader se samovolně měnit na jiná jádra za vzniku radioaktivního záření ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  a neutronové záření).

Radioaktivní zářič je jakákoliv radioaktivní látka jejíž úhrnná aktivita je větší než  $74 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$  u plynů, roztoků a prášků a  $370 \text{ Bq} \cdot \text{g}^{-1}$  u pevných přírodních látek.





Obr. 80. Měřicí metody v dozimetrii /

Vojtěch Ullmann: <http://astronuklfyzika.sweb.cz/JadRadFyzika3.htm>

Veličina název	Znač- ka	Hlavní jednotka SI			Dřívější jednotka		
		název	značka	rozměr	název	značka	převodový vztah
aktivita	A	becquerel	Bq	$s^{-1}$	curie	Ci	$= 3,7 \cdot 10^{10} \text{Bq}$
expozice	X	coulomb na kilogram	$C \cdot \text{kg}^{-1}$	$\text{kg}^{-1} \cdot C$	rentgen	R	$= 2,58 \cdot 10^{-4} C \cdot \text{kg}^{-1}$
expoziční příkon	$\dot{X}$	ampér na kilogram	$A \cdot \text{kg}^{-1}$	$\text{kg}^{-1} \cdot A$	rentgen za sekundu	$R \cdot s^{-1}$	$= 2,58 \cdot 10^{-4} A \cdot \text{kg}^{-1}$
dávka	D	gray	Gy	$\frac{\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}}{\text{J} \cdot \text{kg}^1}$	rad	rad	$= 10^{-2} \text{Gy}$
dávkový příkon	$\dot{D}$	gray za sekundu	$\text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$	$\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-3}$	rad za sekundu	$\text{rad} \cdot \text{s}^{-1}$	$= 10^{-2} \text{Gy} \cdot \text{s}^{-1}$
dávkový ekvivalent	H	sievert	Sv	$\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-2}$	rem	rem	$= 10^{-2} \text{Sv}$
příkon dávkového ekvivalentu	$\dot{H}$	sievert za sekundu	$\text{Sv} \cdot \text{s}^{-1}$	$\text{m}^2 \cdot \text{s}^{-3}$	rem za sekundu	$\text{rem} \cdot \text{s}^{-1}$	$= 10^{-2} \text{Sv} \cdot \text{s}^{-1}$
hmotnost	m	kilogram	kg	kg	atomová hmotnost krát jednotka	$u^x$	$= 1,660277 \cdot 10^{-27} \text{kg}$
energie	E	joule	J	$\frac{\text{kg} \cdot \text{m}^2}{\text{s}^2}$	eV	$\text{eV}^x$	$= 1,602189 \cdot 10^{-19} \text{J}$

### Základní jednotky v dozimetrii

Měrná aktivita  $1 \text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$ , Plošná aktivita  $1 \text{Bq} \cdot \text{m}^{-2}$ , Objemová aktivita  $1 \text{Bq} \cdot \text{m}^{-3}$

### Příjem radioaktivní látky

dýcháním, pokožkou, ránou, injekčně, vniknutí do orgánů. Nejvyšší přípustný příjem – je limit pro vnitřní kontaminaci. Nejvyšší přípustná dávka – pokud nenastane poškození organismu.

### Aktivita

je počet radioaktivních přeměn jader za jednotku času.

$$A = \lambda \cdot N = \frac{\ln 2N}{T}$$

**Dávkový ekvivalent** se vypočte:

$$H = D \cdot Q \cdot N$$

Příkon dávkového ekvivalentu je přírůstek za časovou jednotku  $\frac{Sv}{s}$ .

$\lambda$  ... rozpadová konstanta

$T$  ... poločas rozpadu

$D$  ... absorbovaná dávka

$Q$  ... jakostní faktor ( biologická účinnost)

$Q = 1$  záření  $\gamma$  a elektrony

$Q = 20$  záření  $\alpha$

$Q = 2,3$  tepelné neutrony

$N$  ... modifikující faktory = 1

### Individuální hloubkový dávkový ekvivalent

je součet dávkových ekvivalentů od různých druhů záření v měkké tkáni v hloubce 10 mm pod povrchem těla.

### Individuální povrchový dávkový ekvivalent

v měkké tkáni v hloubce 0,07 mm pod povrchem těla.

### Dávkový ekvivalent ve tkáni nebo orgánu

je střední hodnota dávkového ekvivalentu  $H$  ve tkáni nebo orgánu.

### Efektivní dávkový ekvivalent $H_E$

součet hodnot dávkových ekvivalentů  $H_T$  ve tkáních a orgánech lidského těla.

$$H_E = \sum w_T \cdot H_T$$

$w_T$  ... je váhový faktor vyjadřující relativní zdravotní újmu v tkáni nebo orgánu při rovnoměrném ozáření celého těla:

mléčná žláza	0,15
štítná žláza	0,03
červená kostní dřeň	0,12
plíce	0,12
povrchy kostí	0,03

### Kritéria radiační ochrany

#### Prvotní limity

jsou závazné hodnoty dávkového ekvivalentu, které nesmí být překročeny v jednom kalendářním roce. Pro pracovníky se zdroji ionizujícího záření nesmí limit překročit 50 mSv, tzn. dávkový i hloubkový ekvivalent, limit dávkového záření v oční čočce 500 mSv, limit

efektivního dávkového ekvivalentu pro obyvatelstvo 1 mSv, limit dávkového ekvivalentu na kůži a oční čočky je 50 mSv.

### Vliv ionizujícího záření na lidský organizmus

Podle toho jestli se poškození projeví během života ozářeného jedince nebo u jeho dětí, rozlišujeme somatické a genetické účinky. Somatické poškození se projevuje jako popáleniny na kůži, choroba zárodečných buněk pohlavních žláz.

Choroba lehká	1- 2,5 Sv
střední	2,5 - 4 Sv
těžká	4 -10 Sv

Dojde k poškození krvetvorných orgánů, trávicích orgánů nebo centrálního nervového systému. Pozdní somatické účinky se projevují sníženou obranyschopností organismu.

## 16. Vývoj jaderné energetiky.

K 1. říjnu 2012 byly ve 30 státech světa podle statistik WNA (World Nuclear Association – Světová jaderná asociace) v provozu 434 jaderných reaktorů s celkovou instalovanou kapacitou 372 760 MWe. Celosvětově tyto reaktory vyrábějí asi 14 % světové elektřiny. Ve výstavbě je jich 64 ve 14 zemích. Plánuje se výstavba 160 reaktorů. Celkem se ve světě předběžně uvažuje o vybudování dalších 323 reaktorů, jejichž instalovaný výkon by měl dosáhnout asi 366 000 MWe.

Využití jádra hraje významnou roli i v EU – z jaderných elektráren zde pochází přibližně jedna třetina vyrobené elektřiny. V rámci celé Evropy se jaderné elektrárny staví ve Finsku, ve Francii, v Rusku a na Slovensku, výstavba se připravuje v Bělorusku, Bulharsku, České republice, Francii, Litvě, Polsku, Rumunsku, Rusku, Ukrajině a Spojeném království. Nejvíce jaderných zdrojů stojí v USA (104), ve Francii (58), Japonsku (50), Rusku (33), Jižní Koreji (23), Indii (20), Kanadě (18) a Velké Británii (16). V zemích EU se většinou používají tlakovodní reaktory PWR (65 %), co do četnosti jsou na druhém místě varné reaktory BWR (22 %). Využívány jsou také reaktory těžkovodní, grafitové, plynem chlazené, rychlé a další typy. V průběhu posledních 15 let se výroba elektřiny v jaderných elektrárnách celosvětově zvýšila o více než 660 milionů kWh ročně. Příčinou je zejména výroba v nových zdrojích, rekonstrukce zdrojů současných, zvyšování výkonu a snižování poruchovosti. Novými metodami oprav, kontrol zařízení a lepší organizací práce se zkrátil také čas potřebný pro výměny paliva – jaderné elektrárny tak mají kratší dobu odstávek na výměnu paliva. Dnešní jaderné elektrárny dosahují průměrné hodnoty využití celosvětově okolo 84 %. Ve vyjádření z hlediska hodin provozu v přepočtu na jmenovitý výkon ročně vykazují jaderné elektrárny 8 000 hodin za rok, zatímco uhelné pouze 7 000 a plynové ještě méně (z provozních i ekonomických důvodů). Větrné pak pouze 1 až 3 tisíce hodin ročně (a to nikoli podle přání dispečerů soustavy nebo odběratelů, ale v závislosti na počasí).

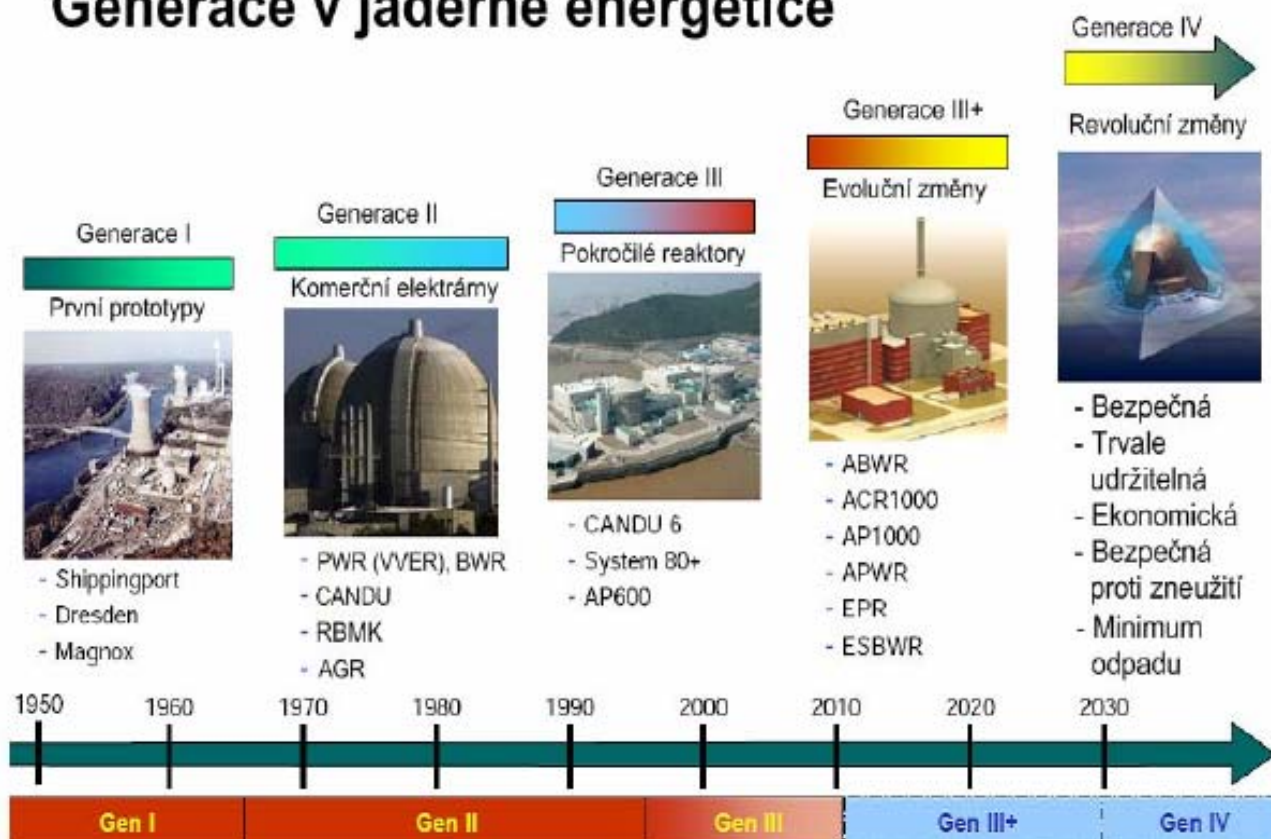
Na nově projektované a vyvíjené reaktory **generace III. a IV.** jsou kromě bezpečnostních požadavků kladeny požadavky:

- Na snížení jaderného odpadu a na zajištění dodávek.
- Vytvořit zvýšené jaderné bezpečnostní záruky včetně účinného a efektivního monitorování jaderného paliva a radioaktivních materiálů.
- Minimalizovat množství odpadu určeného pro konečné uložení a snižovat v něm podíl dlouhodobých zářičů.



- Vytvářet reaktory malých rozměrů a výkonů za přijatelnou cenu vyráběné energie.

## Generace v jaderné energetice



Obr. 81. Znázornění vývoje jaderných energetických reaktorů

**Generace III** – pokročilé (perspektivní), převážně tlakovodní nebo varné reaktory s pasivní bezpečností navržené na přelomu tisíciletí a v současnosti připravené a nabízené k realizaci. Jejich projekty vychází zpravidla z úspěšně provozovaných současných jaderných bloků. Často jsou děleny ještě na skupinu III+, která se vyznačuje především lepšími ekonomickými parametry spolu s vyšší pasivní bezpečností a měla by zajistit výrobu energie v období dvacátých a třicátých let 21. století. V současné době jsou již například v USA schváleny a certifikovány projekty reaktorů System 80+, ABWR, AP 600 a ve fázi schvalování jsou projekty reaktorů AP 1000, ESBWR, a ACR 700. V EU je připraven projekt tzv. evropského tlakovodního reaktoru EPR s vysokou rezistencí k vážným haváriím (dvojitý kontejnment s odvodem tepla, oblast pro záchyt roztavené aktivní zóny, čtyřnásobné bezpečnostní zálohy aj.) a hospodárnějším provozem proti současným jaderným elektrárnám.

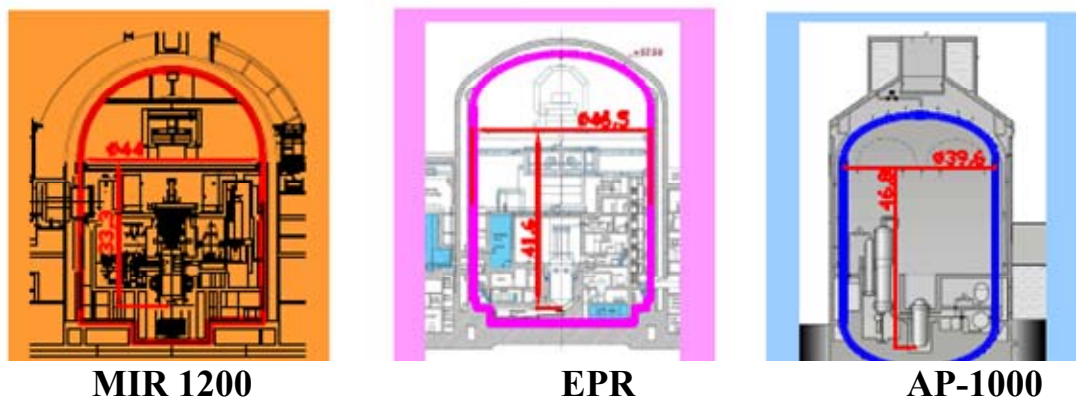
V Evropské unii se staví dvě zařízení, která jsou do Generace III.+ řazena. Prvním je reaktor finské elektrárny Olkiluoto, který už je ve značném stupni rozestavěnosti a měl by být dokončen v roce 2013. Stavba čtvrtého bloku této elektrárny je ve schvalovacím řízení a stále je ještě otevřená otázka, který typ reaktoru bude vybrán. Druhé takové zařízení se začalo budovat v roce 2007 jako třetí blok jaderné elektrárny Flamanville ve Francii. Jak ve Finsku, tak ve Francii se jedná o reaktor typu EPR (European Pressurised Water Reactor) s výkonem

1750 MWe. Reaktor byl vyvinut firmou Areva NP ve spolupráci Francie a Německa. Kromě EU se dva bloky EPR staví v Číně a připravuje se výstavba několika bloků v USA a Velké Británii. Tento projekt byl také úspěšně hodnocen podle požadavků European Utility Requirements (EUR) a je certifikován jaderným dozorem USA.

Tlakový lehkovodní reaktor řazený do Generace III.+ je i projekt firmy Westinghouse, který vychází z modelu AP 600. Jedná se reaktor s pokročilými prvky pasivní bezpečnosti. Přírozená cirkulace, gravitace a konvekce jsou využívány, aby se v případě nestandardní situace reaktor udržel v bezpečném režimu, odstavil a dochladił automaticky bez zásahu operátora. Čtyři tyto reaktory objednala Čína a staví se v lokalitách Sanmen a Haiyang. Dva reaktory se začaly v březnu stavět ve státě Georgia (Vogtle) v USA. Jsou to první nové bloky v USA po téměř třiceti letech. Rovněž tento projekt byl úspěšně hodnocen podle požadavků European Utility Requirements (EUR) a je certifikován jaderným dozorem USA.

V Rusku se v lokalitách Novovoronež 2 a Leningrad 2 staví nový typ lehkovodního tlakového reaktoru vyprojektovaný na základě posledních osvědčených modelů VVER 1000. Typ MIR 1200 by měl podle dostupných informací rovněž mít parametry reaktoru Generace III.+ s velmi dobrými pasivními bezpečnostními prvky.

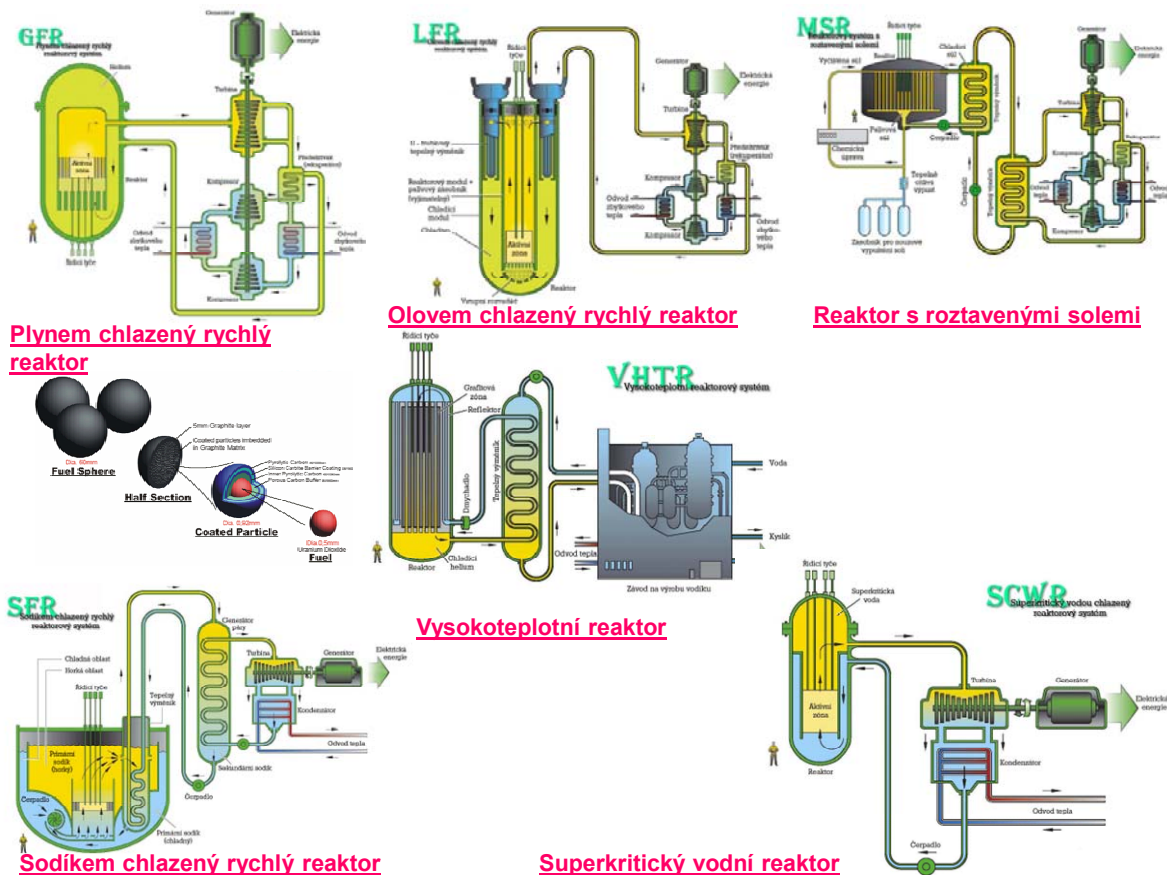
Tlakový reaktor chlazený a moderovaný lehkou vodou vyvinuly společně firmy Westinghouse a Mitsubishi. Má označení APWR (Advanced Pressurized Water Reactor) a elektrický výkon 1700 MWe. První reaktory se staví v Japonsku v lokalitě Tsuruga. Projekt je pokračováním vývoje v Japonsku a měl by být následovníkem existujících japonských tlakových lehkovodních reaktorů. Jižní Korea začíná nabízet tlakovodní reaktor APR 1400 založený na starším projektu System 80+, vyvinutý firmou Combustion Engineering. Pokračováním řady těžkovodních reaktorů je kanadský projekt ACR 1000, který bude využívat jen slabě obohacený uran. Konstrukčně je od lehkovodních reaktorů značně odlišný, palivové soubory jsou uloženy v horizontálních kanálech, projekt nepotřebuje velkou tlakovou nádobu. Na rozdíl od předchozích verzí reaktorů CANDU je ACR 1000 chlazen lehkou vodou, zachovává si moderaci těžkou vodou.



Obr. 82. Současné jaderné elektrárny III. generace možné pro výstavbu nových jaderných bloků v ČR a srovnání velikosti tlakové nádoby kontejnmentu

**Generace IV** - systémy nové generace, které budou navrženy v příštích dvaceti letech a s jejichž uvedením do provozu se počítá na přelomu dvacátých a třicátých let tohoto století. Tyto reaktory musí splňovat řadu náročných požadavků při vysoké účinnosti výroby elektřiny (až 45 %) a minimalizaci jaderných odpadů (díky převážně uzavřeným palivovým cyklům se schopností štěpit plutonium a transmutovat radioaktivní prvky). U vybraných velmi vysokoteplotních typů je požadována schopnost výroby vodíku i možnost využití k

desalifikaci mořské vody . Tato generace reaktorů by měla pomoci zajistit udržitelnost rozvoje na Zemi pro několik dalších generací.



Obr. 83 Jaderné elektrárny s reaktory IV. generace

U jaderných elektráren s reaktory IV. generace je kladen důraz na zvyšování bezpečnosti a spolehlivosti , snaha výrazně redukovat počet a stupeň úniku radioaktivních materiálů a eliminovat možnosti významného poškození elektrárny a jejich následků. Spolehlivost těchto jaderných systémů bude založena zejména na vysoké inherentní a pasivní bezpečnosti.

## 17. Literatura

1. Ing. Daneš Burket. Palivové vsázky se zdokonaleným palivem na Jaderné elektrárně Dukovany. Dizertační práce. Prof. Ing. Karel Matějka, CSc. Katedra jaderných reaktorů, ČVUT – JFI
2. Materiály ČEZ (<http://www.cez.cz/>)
3. Encyklopedie Fyziky Jaroslava Reichla (<http://fyzika.jreichl.com>)
4. Exkluzivní fotoreportáž z modernizace jaderné elektrárny Temelín. [www.Technet.cz](http://www.Technet.cz)
5. Ing. Jiří Fleischhans. Spouštění jaderné elektrárny Temelín. ALTERNATIVNÍ ENERGETIKA 2/2001.

6. Dušan Kobyłka. Jaderné elektrárny a jaderné reaktory. Prezentace Power Point. Katedra jaderných reaktorů. FJFI – ČVUT v Praze. 2009.
7. Ing. Dana Drábová, PhD. Státní úřad pro jadernou bezpečnost. Udržitelná jaderná energetika?
8. Augusta, Pavel; Dufková, Marie; Hruža, Jiří; Malinský, Jan; Marek, Jiří; Opplová Marta; Štoll, Ivan; Tůma, Jan. Velká kniha o energii. 2001. ISBN: 80-238-65878-1.
9. Školící odbor ČEZ: Učební texty pro přípravu personálu. 2002, Jaderná elektrárna Temelín.
10. Ulman, Vojtěch: Jaderná fyzika a fyzika ionizujícího záření. 2007. Dostupný z <http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm>
11. Bečvář, Josef a kol.. Jaderné elektrárny. Praha SNTL, 1981.
12. ČEZ, a.s.. Informační a propagační materiály. 2007.
13. Ibler, Zbyněk. Provoz jaderných elektráren. Ediční středisko VŠSE Plzeň, 1987.
14. Škvarka, Petr. Spolehlivost v jadrovej energetike. ALFA Bratislava, 1989. ISBN 80-05-00095-2.
15. INSAG-7, The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, International Atomic Energy Agency, Safety Series No. 75-INSAG-7, 1992, (ISBN: 9201046928).
16. Doc. Ing. František Hezoučský Možnosti českého průmyslu při výstavbě nových jaderných elektráren. Konference NSK „Krise a její vliv na české strojírenství“, Ostrava VŠB. 2009.
17. Jan Mlynář, FJFI ČVUT, Praha: Principy termojaderného reaktoru ITER. Fyzika. Ročník 85 (2010), číslo 4.
18. <http://cms.web.cern.ch/cms/>.
19. <http://fttf.fjfi.cvut.cz/>.
20. [http://en.wikipedia.org/wiki/Random walk](http://en.wikipedia.org/wiki/Random_walk).
21. <http://www.frascati.enea.it/ignitor/>.
22. <http://www.iter.org/mach/blanket>.
23. <https://lasers.llnl.gov/>.

24. Cismondi, F.: Basics of breeding blanket technology. In: 3rd Karlsruhe. International School on Fusion Technologies, Karlsruhe, Germany, 2009.  
<http://iwrwww1.fzk.de/summerschool-fusion/pres2009/T7-1.pdf>.
25. Maisonnier, D. et al.: DEMO and fusion power plant conceptual studies in Europe. In: Proceedings 7th International Symposium on Fusion Nuclear Technology – ISFNT-7, Fus. Eng. Design, Vol. 81, 2006, str. 1123, [http://fire.pppl.gov/isfnt7\\_maisonnier.pdf](http://fire.pppl.gov/isfnt7_maisonnier.pdf).
26. Technické provedení JE Temelín. Skupina ČEZ. <http://www.cez.cz/cs/vyroba-elektriny/jaderna-energetika/jaderne-elektrany-cez/>
27. Jaderná elektrárna Dukovany. [www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/.../Priloha1.pdf](http://www.sujb.cz/fileadmin/sujb/docs/.../Priloha1.pdf)
28. Spolehlivost elektronických bezpečnostních systémů jaderné energetiky ČR. Příspěvek na seminář. K aktuálním problémům zabezpečovací techniky v dopravě VI. ZČU Plzeň, 26. 5. 2011.
29. Manfred Erve, AREVA NP GmbH. The Role of TSOs in the Context of Increasing Demand for Safety Expertise – Expectations of the Nuclear Industry.
30. Atomstroyexport. Development Strategy in Central and Eastern Europe. March, 8th 2007.
31. Bouček S., Zeman J.: Reaktory nové generace, Sborník konference ELEN, ČVUT v Praze, 2004
32. Vesecký R.: Jaderné reaktory IV. generace. DP, ČVUT v Praze FEL 2006.
33. <http://www.ne.doe.gov> Office of Nuclear Energy, Science & Technology.
34. <http://www.euronuclear.org> The European Nuclear Society.
35. Vladimir Asmolov. Energoatom, Ruska. The IAEA future roles in support of technology and innovation: perspective of a ‘mature’ country. IAEA, Vienna, September 2008.
36. Vitaly Ermolajev: Advanced VVER-640 Development and Construction Programs. Institute Atomenergoproekt, Russia, International Conference Soal, Korea, 1999.
37. International Conference Nuclear Energy for New Europe 2006. Portorož, Slovenia, September 18-21, 2006. <http://www.djs.si/port2006>
38. Zoran V. STOSIC. AREVA NP. Gen-III/III+ Reactors: Solving the Future Energy Supply Shortfall – The SWR-1000 Option Koldestr. 16, 91052 Erlangen, Germany.
39. Vladimír Wagner: Reaktory IV. Generace aneb jak by mohla jaderná energetika vypadat za dvacet až 40 let. ÚJFAVČR Řež, ČVUT v Praze.



40. Joseph.T.Cioletti: Congressional Briefing on Emerging Nuclear Technology-AP1000. IEEE.USA. Todays Engineers.
41. Lubor Žežula: Jaderná energetika-stávající zdroje a výstavba nových zdrojů v EU a ve světě. XIX. seminář energetiků. Valašské Klobouky. ÚJV Řež.
42. Walter Tromm: Perspectives of Nuclear Fission and Fusion Reactors. VDI-GET Dusseldorf. Climate Conference, Kopenhagen 2008.
43. Manfréd Erve: The role of TSO in the Context of Increasing Demand for Safety Experise. Eurosafe, Areva NP.
44. InvestProjekt: Jaderná elektrárna Temelín-podklady pro posouzení vlivu na životní prostředí.
45. Geparad Boyd: Oak Ridge office, 2009 Nuclear cleanup caucus, US Department of energy. [www.em.doe.gov](http://www.em.doe.gov).
46. Christopher Watson: Overview of relevant experience in management of radioactive waste. CEG Workshop on methods and techniques for radioactive waste management applicable to remediation of isolated nuclear sides. Treatment centers for radioactive waste. Incineration of radioactive waste. Petten 2004. RWE NUKEM GmbH.
47. Dozimetrie ionizujícího záření. Jihočeská universita v Českých Budějovicích. Zdravotně sociální fakulta. Skripta. 2008.
48. Radioaktivní odpady a skupina ČEZ. Propagační a výukový prospekt. [https://docs.google.com/viewer?url=http%3A%2F%2Fwww.cez.cz%2Fedee%2Fcontent%2Fmicrositesutf%2Fodpovednost%2Fcontent%2Fpdf%2Fcez\\_a\\_radioaktivni\\_odpady\\_-\\_nahled.pdf](https://docs.google.com/viewer?url=http%3A%2F%2Fwww.cez.cz%2Fedee%2Fcontent%2Fmicrositesutf%2Fodpovednost%2Fcontent%2Fpdf%2Fcez_a_radioaktivni_odpady_-_nahled.pdf).
49. Školní reaktor VR-1 ČVUT v Praze. [www.ReaktorVR1.eu](http://www.ReaktorVR1.eu)
50. <http://www.guardian.co.uk/environment/2010/dec/28/china-areva-taishan-nuclear-thibault> Chinese reactor status.
51. "New Build Field Report". Areva. 6 October 2010. p. 4.
52. Andrew Teller (2 February 2010). "The EPR Reactor: Evolution to Gen III+ based on proven technology" (PDF). Areva. 2010.
53. "EPR - Areva brochure" (PDF). Areva NP. May 2005
54. EPR Level 1 Probabilistic Safety Assessment. Author: UK EPR.
55. MIR 1200. [www.skoda-js.cz/en/mir-1200/index.shtml](http://www.skoda-js.cz/en/mir-1200/index.shtml)
56. Prof. H. Böck. "WWER/ VVER (Soviet Soviet designed designed Pressurized Pressurized Water Water Reactors Reactors)". Vienna University of Technology. Austria Atomintitute. 2011.



57. Nikolay Fil (26-28 July 2011). "Status and perspectives of VVER Status and perspectives of VVER nuclear power plants nuclear power plants". OKB Hidropress. IAEA. 2011.
58. Martti Antila, Tuukka Lalitinen. "Recent Core Design and Operating Experience in Loviisa NPP". Fortum Nuclear Services Ltd, Espoo, Finland (IAEA). 2011.
59. "Modernization works begin at Russia's oldest VVER-1000". Nuclear Engineering International. 30 September 2010. 2010.
60. "AES-2006 (VVER-1200)". Rosatom. 2011.
61. "WWER-1000 reactor plant (V-392)". OKB Hidropress. 2011.
62. V.G. Asmolov (26 August 2011). "Passive safety in VVERs". JSC Rosenergoatom (Nuclear Engineering International). 2011.
63. "Advanced Nuclear Power Reactors". World Nuclear Association. September 2011.
64. "MIR-1200". OKB Hidropress. 2011.
65. "WWER-1500 reactor plant". OKB Hidropress. 2011.
66. "Создание типового проекта оптимизированного и информатизированного энергоблока технологии ВВЭР (ВВЭР-ТОИ)". Rosatom Nuclear Energy State Corporation.
67. Russia Gives Bulgaria Ultimatum for Belene Nuclear Plant, Sets Price at EUR 6.3 B. novinite.com. 16 March 2011. 2011.
68. Anton Khlopkov and Anna Lutkova (21 August 2010). The Bushehr NPP: Why did it take so long. Center for Energy and Security Studies. 2011.
69. "New life of Novovoronezh 3". Nuclear Engineering International.. 2011.
70. T.L. Schulz. "Westinghouse AP1000 advanced passive plant"(web). Nuclear Engineering and Design; Volume 236, Issues 14–16, August 2006, Pages 1547–1557; 13th International Conference on Nuclear Energy, 13th International Conference on Nuclear Energy. ScienceDirect. 2008.
71. "AP 1000 Public Safety and Licensing" (web). Westinghouse. 2004-09-13. Archived from the original on 2007-08-07.
72. Robynne Boyd. Safety Concerns Delay Approval of the First U.S. Nuclear Reactor in Decades. Scientific American, July 29, 2010.
73. AP1000 containment insufficient for DBA, engineer claims Nuclear Engineering International, 29 April 2010.
74. ACRS Concludes AP1000 Maintains Robustness of Previously Certified Design and is Safe Westinghouse. 2011.
75. Contact;Tom Murphy. "New Reactor Designs" (web). Article summarizes nuclear reactor designs that are either available or anticipated to become available in the United States by 2030. Energy Information Administration(EIA). 2008.

76. Adrian Bull (16 November 2010), "The AP1000 Nuclear Power Plant - Global Experience and UK Prospects" (presentation), Westinghouse UK(Nuclear Institute), 2011.
77. "UK AP1000 Pre-Construction Safety Report" (PDF). UKP-GW-GL-732 Revision 2 explains the design of the reactor safety systems as part of the process of seeking approval for construction in the UK. Westinghouse Electric Company. 2010.
78. R.A. and Worrall, A. "The AP1000 Reactor the Nuclear Renaissance Option." Nuclear Energy 2004.
79. "Superphénix Operating History," International Atomic Energy Agency, Power Reactor Information System ([PRIS](#) Database).
80. Dungeness B, Kent, England, UK. Wall chart insert, Nuclear Engineering, 1967 [No. 41]
81. Windscale AGR, Windscale, Cumberland, UK. Wall chart insert, Nuclear Engineering, April 1961 [No. 32]
82. DWR-PWR 1300 MWe, Germany. Wall chart insert, Nuclear Engineering, March 1984 [No. 85]
83. Point Lepreau, New Brunswick, Canada. Wall chart insert, Nuclear Engineering, June 1977 [No. 72]
84. Latina, Italy. Wall chart insert, Nuclear Engineering, October 1959 [No. 22]
85. Kernkraftwerk Krummel. Wall chart insert, Nuclear Engineering, 1993 [No. 99]
86. <http://insp.pnl.gov:80/?profiles/reactors/rbmk>
87. Vojtěch Ullmann: <http://astronuklfyzika.sweb.cz/JadRadFyzika3.htm>