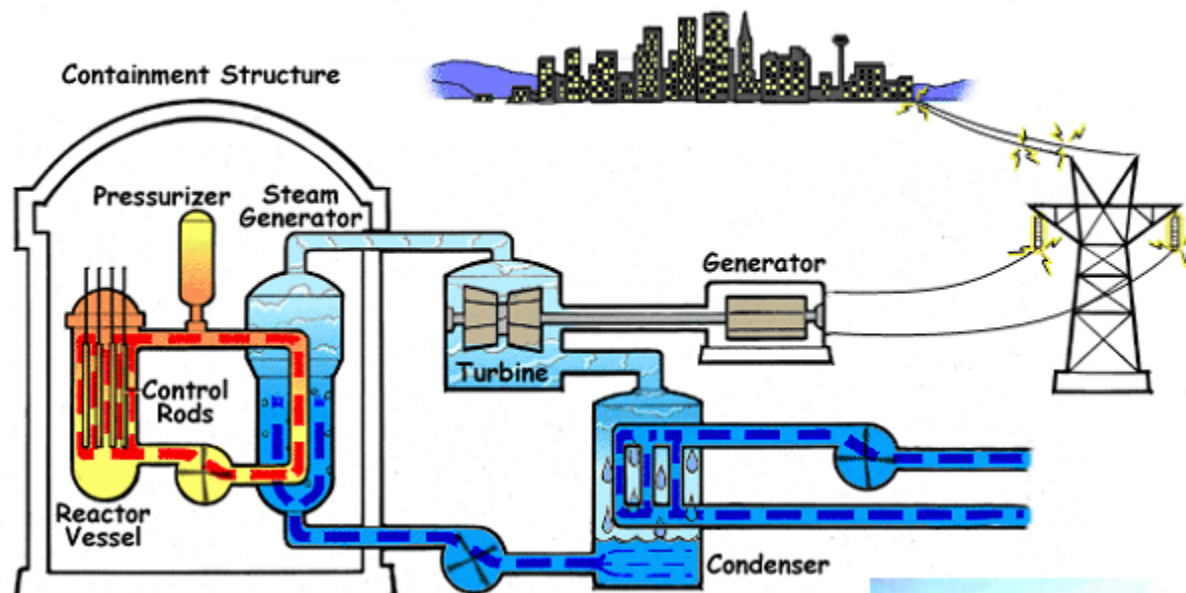


# reaktory

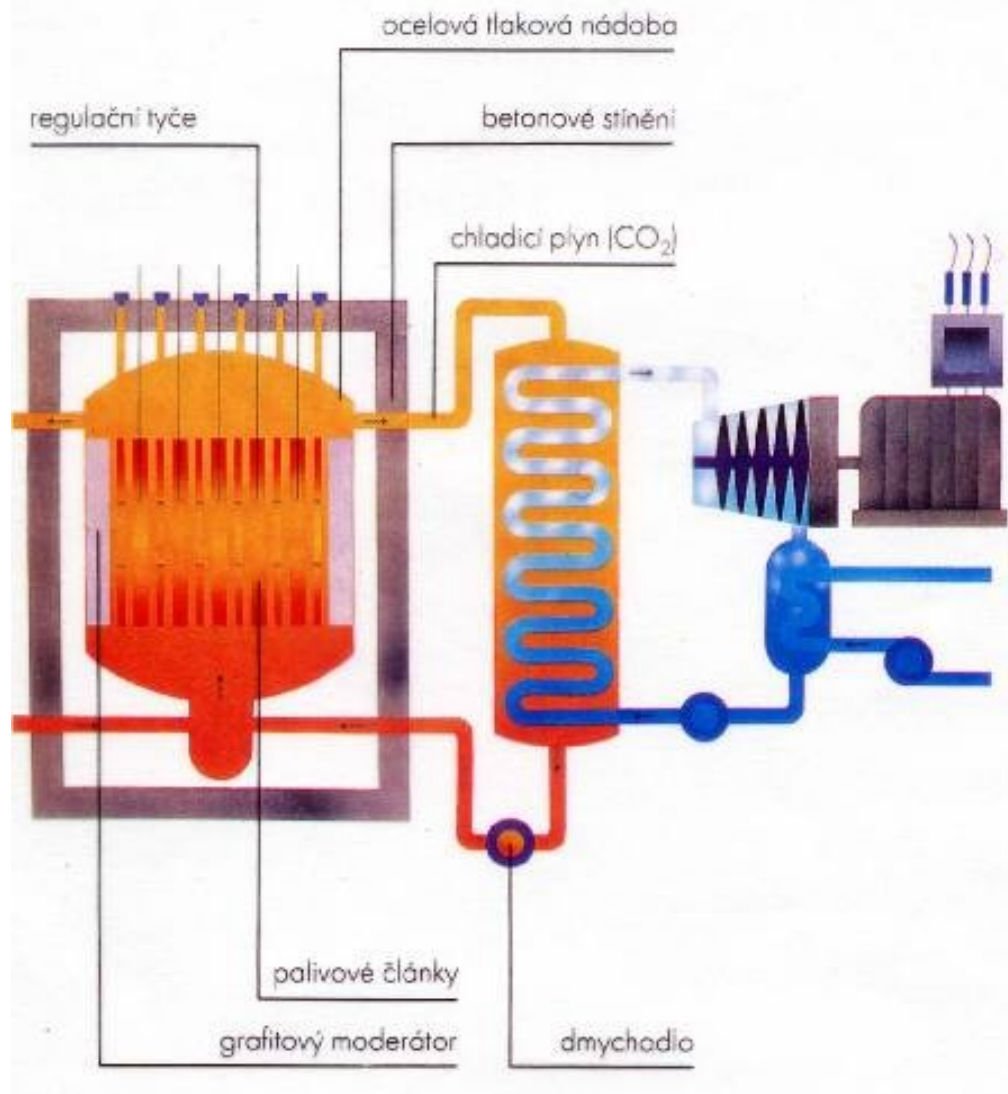
## 7. 5. 8. Jaderný reaktor a energetika



# Plynem chlazené grafitové reaktory s přírod.U

- nejstarší jaderný reaktor (Fermiho reaktor CP-1)
- v počátcích se významně podílely na výrobě Pu pro vojenské účely
- **reaktor Magnox GCR**
  - Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor
  - dnes se používá ve Velké Británii a v Japonsku
  - palivem je přírodní kovový uran ve formě tyčí pokrytých oxidem magnezia      anglicky magnesium oxid = Magnox
  - aktivní zóna se skládá z grafitových bloků (moderátor), kterými prochází několik tisíc kanálů, do každého se umísťuje několik palivových tyčí
  - aktivní zóna je uzavřena v kulové ocelové nádobě s betonovým stíněním
  - palivo se vyměňuje za provozu
  - chladičem je CO<sub>2</sub>, který se po ohřátí vede do parogenerátoru, kde předá teplo vodě sekundárního okruhu

# Schéma reaktoru Magnox



## Typické parametry reaktoru Magnox (s výkonem 600 MW):

- palivo: přírodní uran (s obsahem 0.7% <sup>235</sup>U)
- rozměry aktivní zóny: 14 m průměr a 8 m výška
- tlak CO<sub>2</sub>: 2.75 MPa
- teplota CO<sub>2</sub> na výstupu reaktoru: 400 C
- účinnost elektrárny: 25.8%
- aktivní zóna obsahuje 595 t U

# Plynem chlazené grafitové reaktory na obohacený U

- snaha o efektivnější konstrukci – dosažení větší výkonové hustoty a tedy zmenšení aktivní zóny
- **AGR**
  - Advanced Gas Cooled, Graphite Moderated Reactor
  - používá se výhradně ve Velké Británii, kde pracuje 14 takových reaktorů
  - palivem je U obohacený izotopem  $^{235}\text{U}$  ve formě  $\text{UO}_2$
  - moderátor: grafit
  - chladivo:  $\text{CO}_2$

## **Typické parametry reaktoru AGR (s výkonem 600 MW):**

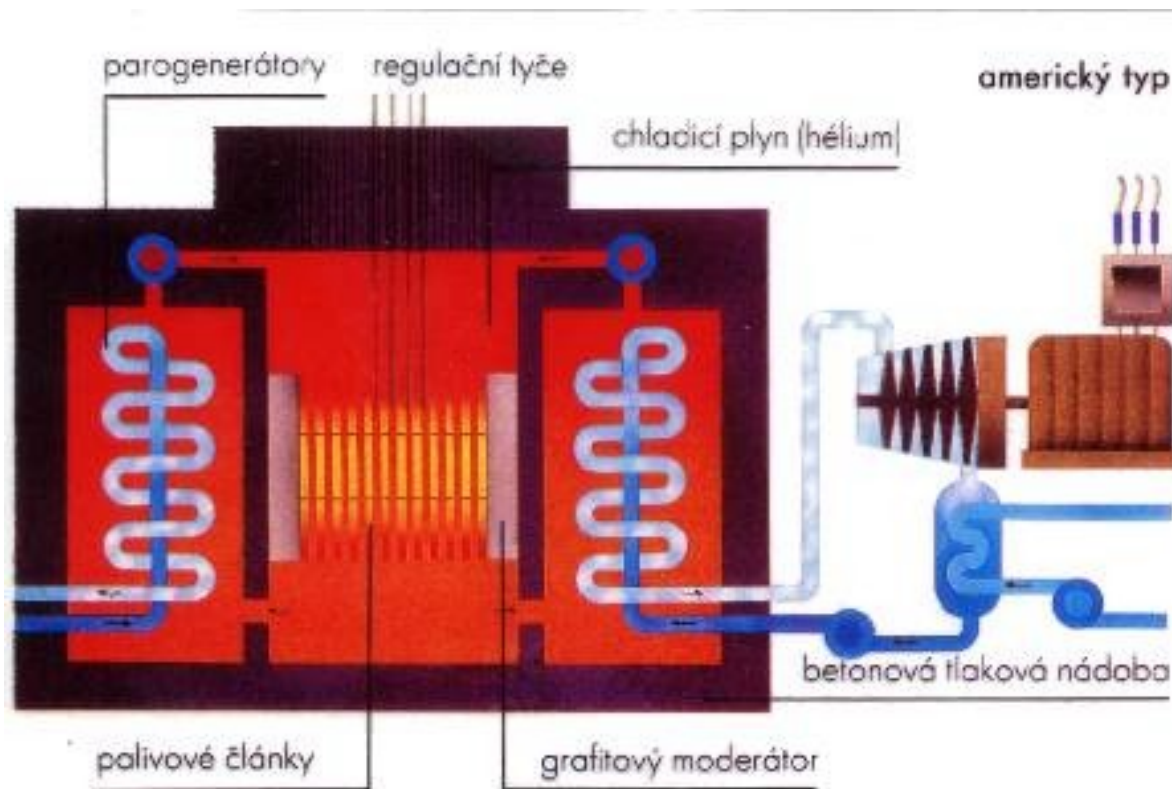
- obohacení uranu izotopem  $^{235}\text{U}$ : 2.3%
- rozměry aktivní zóny: 9.1 m průměr a 8.5 m výška
- tlak  $\text{CO}_2$ : 5.5 MPa
- teplota  $\text{CO}_2$  na výstupu reaktoru: 450 C
- dvouokruhová elektrárna

# Vysokoteplotní plynem chlazené grafitové reaktory

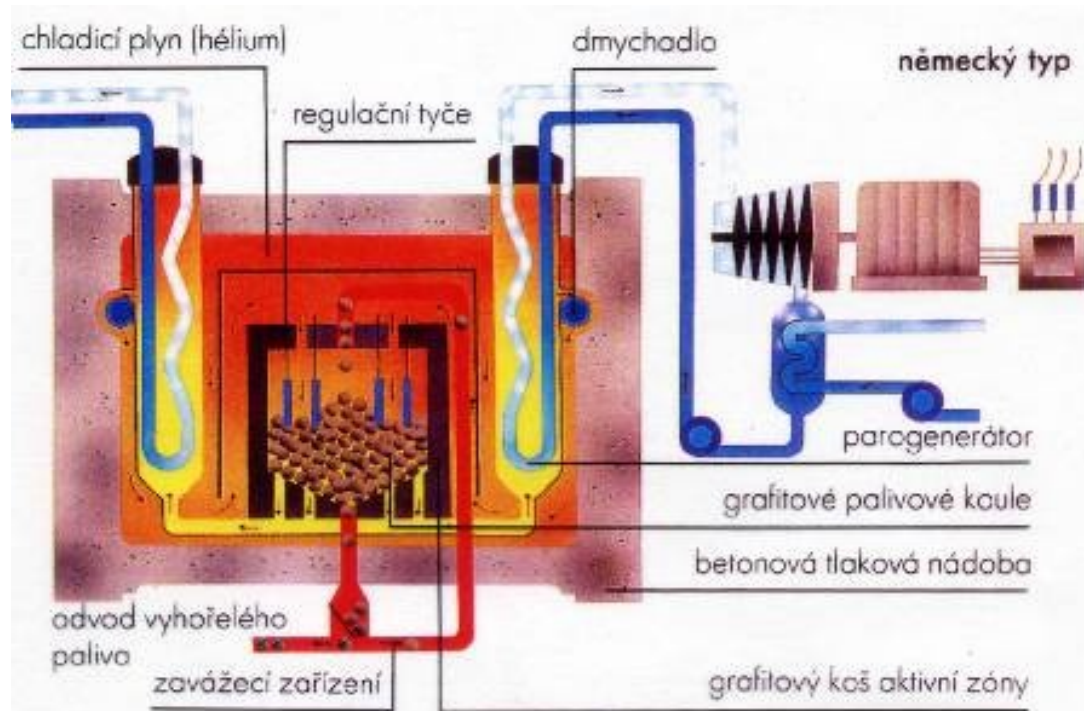
## **HTGR** - High Temperature Gas Cooled Reactor

- velmi perspektivní typ reaktorů
- charakteristické rysy:
  - chladio ( $\text{CO}_2$ ) nahrazeno teplotně stabilním a chemicky inertním He
  - intenzifikace sdílení tepla a přechod na vyšší  $T$  ( $1000\text{ }^\circ\text{C}$ )
  - výborné bezpečnostní parametry (lepší než lehkovodní reaktory)
  - vysoká  $T$  a tlak vystupujícího chladiva umožňují pracovat s plynou turbínou a dosáhnout velké účinnosti výroby - až 40%
  - jsou menší problémy s odpadním teplem
  - počítá se i s použitím Th palivového cyklu
  - do r. 2000 vyvinuty pouze experimentálně v Německu, USA a Velké Británii
  - palivem je vysoce obohacený U ve formě malých kuliček  $\text{UO}_2$  ( $d \sim 0.5\text{ mm}$ )
    - kuličky povlékané třemi vrstvami SiC a C jsou rozptýlené v koulích grafitu, velkých asi jako kulečnicková koule; ty se volně sypou do aktivní zóny, na dně jsou postupně odebírány
    - v koncepci USA se používají místo koulí šestiúhelníkové bloky, které se skládají na sebe
  - technologie klade vysoké nároky na žáruvzdorné a žárupevné materiály

# Schéma HTGR reaktoru (americký typ)



# Schéma HTGR reaktoru (německý typ)



## Parametry ( výkon 300 MW):

obohacení U izotopem  $^{235}\text{U}$ : 93%

rozměry aktivní zóny:

5.6 m průměr a 6 m výška

tlak helia: 4 MPa

teplota helia na výstupu z reaktoru: 284 C

účinnost elektrárny: 39%

množství paliva v reaktoru:

0.33 tuny  $\text{UO}_2$  a 6.6 tuny  $\text{ThO}_2$

1986-1990 provozována demonstrační elektrárna THTR-300

- v reaktoru 675 000 palivových koulí o průměru 6 cm
- každá koule obsahovala 10 000 mikrokuliček paliva - celkem 10g Th a 1g obohaceného U - povlečených třemi pevnými vrstvami karbidu křemíku a uhlíku
- výměna palivových koulí probíhala sypáním za plného provozu reaktoru (výhoda)
- chladič helium (He) dosahovalo teploty 750 C
- uvažuje se o 500MW a 100MW pokračováních

# Reaktory moderované těžkou vodou

- atraktivnost těžkovodních reaktorů založena na 2 fyzikálních vlastnostech:
  - nízká absorpce  $n \Rightarrow$  dovoluje vysoké vyhoření paliva
  - krátká migrační délka  $n \Rightarrow$  kompaktní uspořádání aktivní zóny

## Existuje několik typů těchto reaktorů

- **tlakový, těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor PHWR**  
(Pressurized Heavy Water Moderated and Cooled Reactor)
  - palivem je přírodní uran
  - jedním z těchto reaktorů je reaktor **CANDU**
- **těžkou vodou moderovaný a plynem chlazený reaktor HWGCR**  
(Heavy Water Moderated Gas Cooled Reactor)
  - palivem je přírodní uran
- **těžkou vodou moderovaný, lehkou vodou chlazený varný reaktor HWLWR**  
(Heavy Water Moderated Boiling Light Water Cooled Reactor)
  - palivem je přírodní nebo nízkou obohacený U (do 4%)
- **varný reaktor moderovaný a chlazený těžkou vodou BHWR**
  - (Boiling Heavy Water Cooled and Moderated Reactor)
  - palivem je přírodní uran

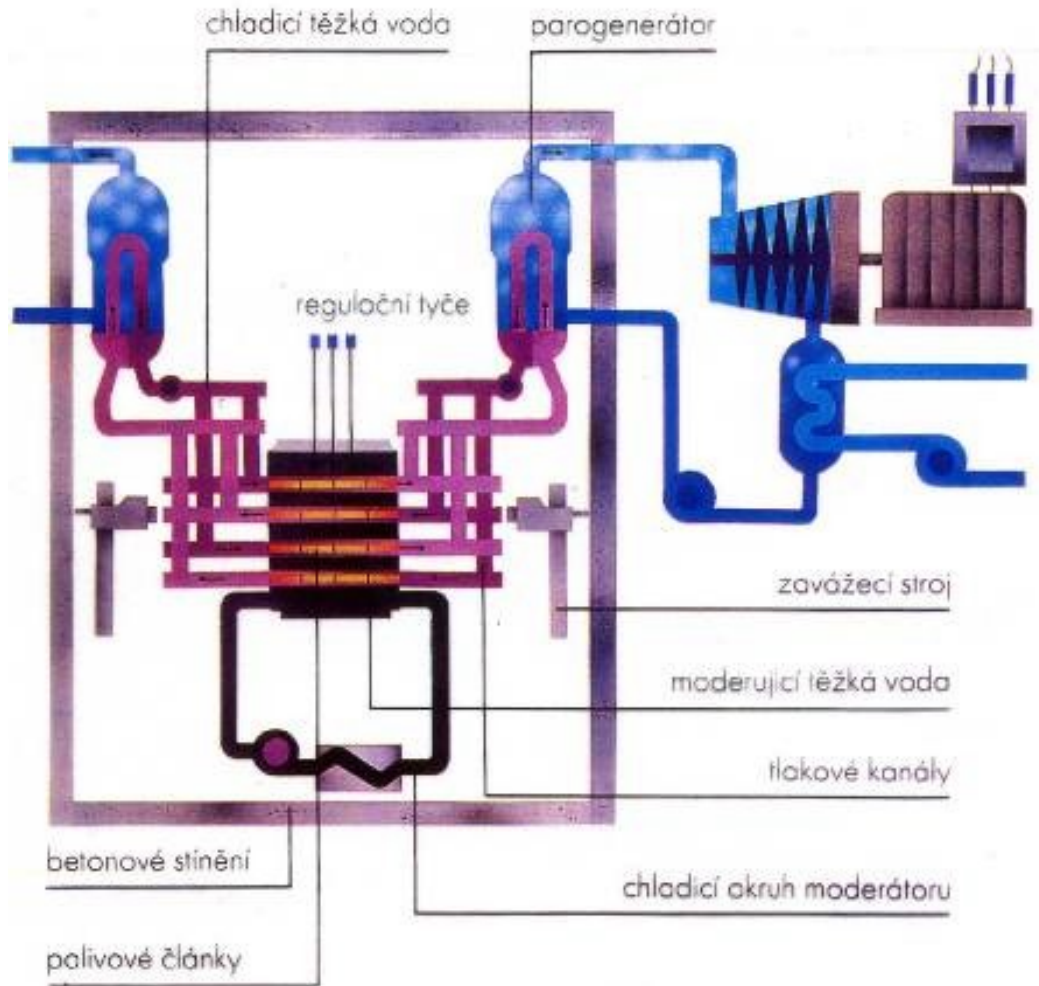


# CANDU reaktor

- **CANDU reaktor**

- tlakový, těžkou vodou chlazený a moderovaný reaktor (PHWR)
- byl vyvinut v Kanadě a exportován do Indie, Pákistánu, Argentiny, Koreje a Rumunska
- palivem je přírodní uran ve formě  $\text{UO}_2$
- aktivní zóna je v nádobě tvaru ležícího válce, která má v sobě vodorovné průduchy pro tlakové trubky
- těžkovodní moderátor v nádobě musí být chlazen, neboť moderační schopnost se snižuje se zvyšující se teplotou
- těžká voda z prvního chladicího okruhu předává své teplo obyčejné vodě v parogenerátoru, odkud se vede pára na turbínu.

# Schéma CANDU reaktoru



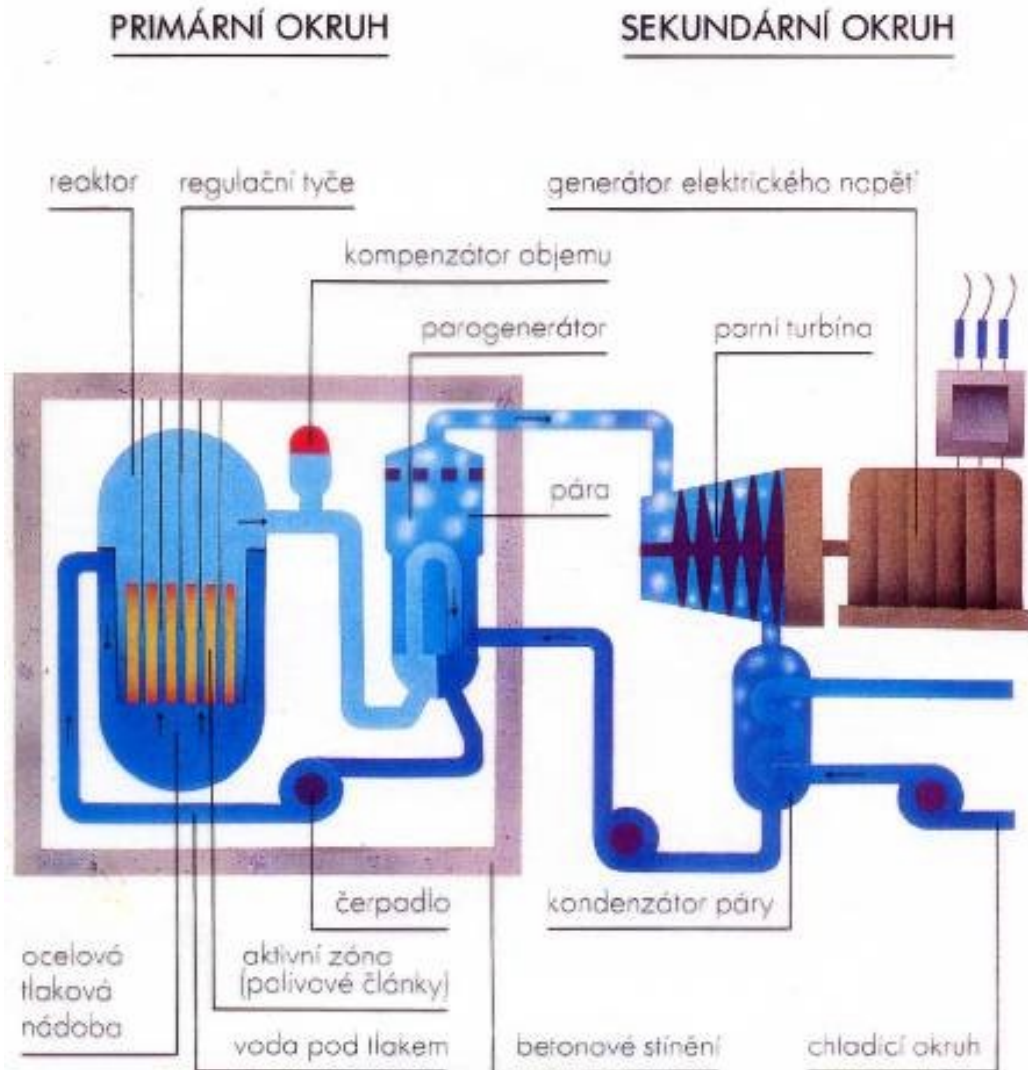
## Typické parametry reaktoru CANDU (s výkonem 600 MW):

- rozměry aktivní zóny:  
7 m průměr a 5.9 m výška
- tlak těžké vody v reaktoru:  
9.3 MPa
- teplota těžké vody na výstupu reaktoru: 305 C
- tepelná účinnost elektrárny:  
30.1%
- množství paliva v reaktoru:  
117 tun  $\text{UO}_2$ .

# Lehkovodní reaktory s obohaceným U

- je to dnes základní typ elektráren, především PWR
- nutnost použít obohacený U, či Pu jako palivo
- existují 2 základní typy:
  - tlakovodní reaktor (PWR) (1957 – Shippingport, USA)
    - PWR - Pressurized light-Water moderated and cooled Reactor
    - VVER - Vodo-Vodjanoj Energetičeskij Reaktor) (ruský typ)
  - varný reaktor (BWR) – pára vzniká přímo v aktivní zóně (1960 – Dresden, USA)
    - Ize páru užít pro pohon turbíny
      - BWR - Boiling Water Reactor
- výborné autoregulační vlastnosti (vysoký záporný T koef. reaktivity)
- jsou prostorově kompaktní
- technickým limitem není ocelová tlaková nádoba, ale teplota povlaků palivových článků z hlediska dlouhodobých mechanických vlastností a koroze
  - užívají se materiály na bázi Zr (T musí být menší než 380°C)

# Schéma PWR

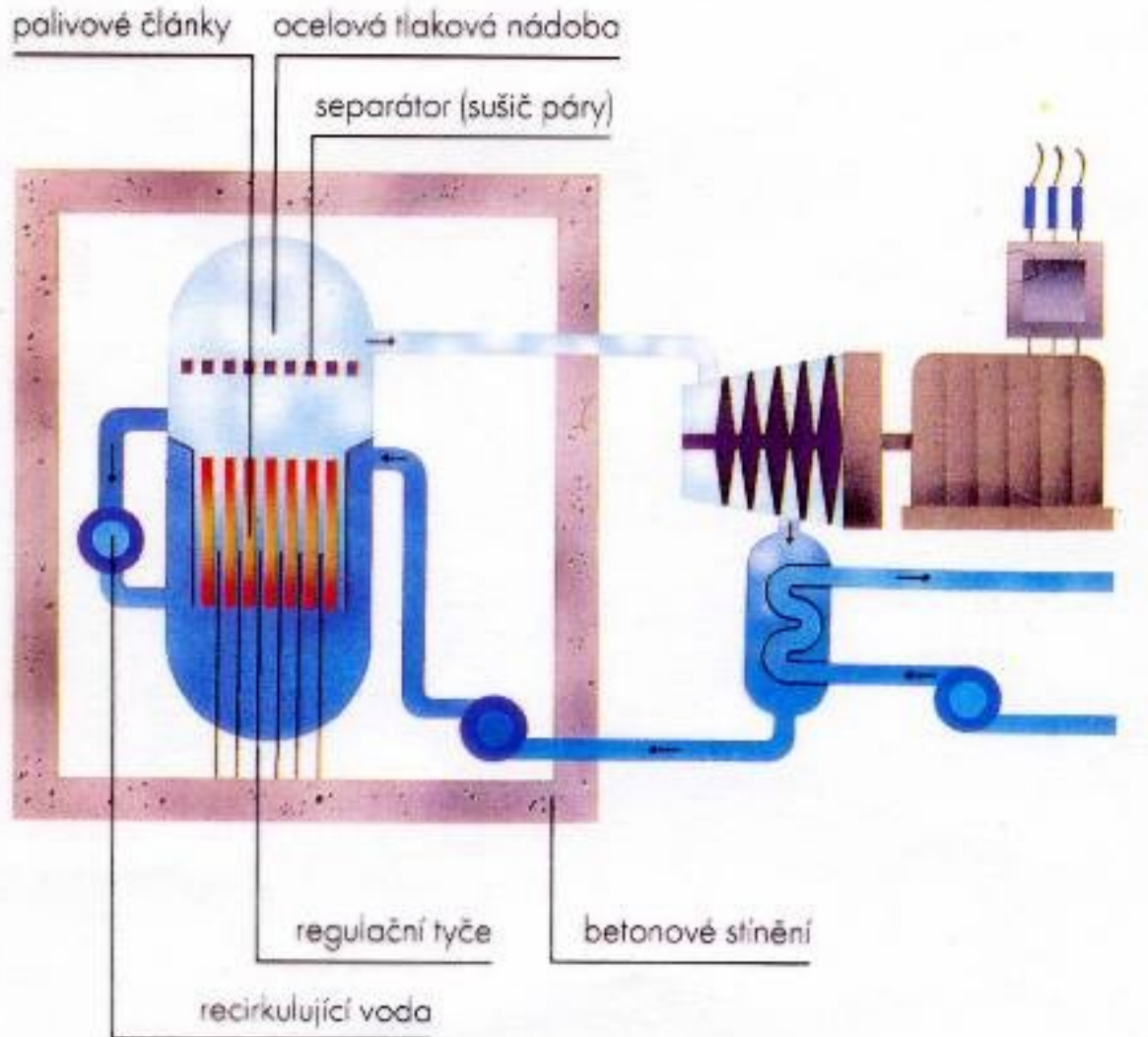


## Typické parametry

### reaktoru VVER-1000:

- obohacení U izotopem  $^{235}\text{U}$ : 3.1% až 4.4%
- rozměry aktivní zóny: 3 m průměr a 3,5 m výška
- tlak vody: 15,7 MPa
- teplota vody na výstupu reaktoru: 324 C
- účinnost elektrárny: 32,7%
- množství paliva v reaktoru: 60 až 80 tun  $\text{UO}_2$

# Schéma BWR

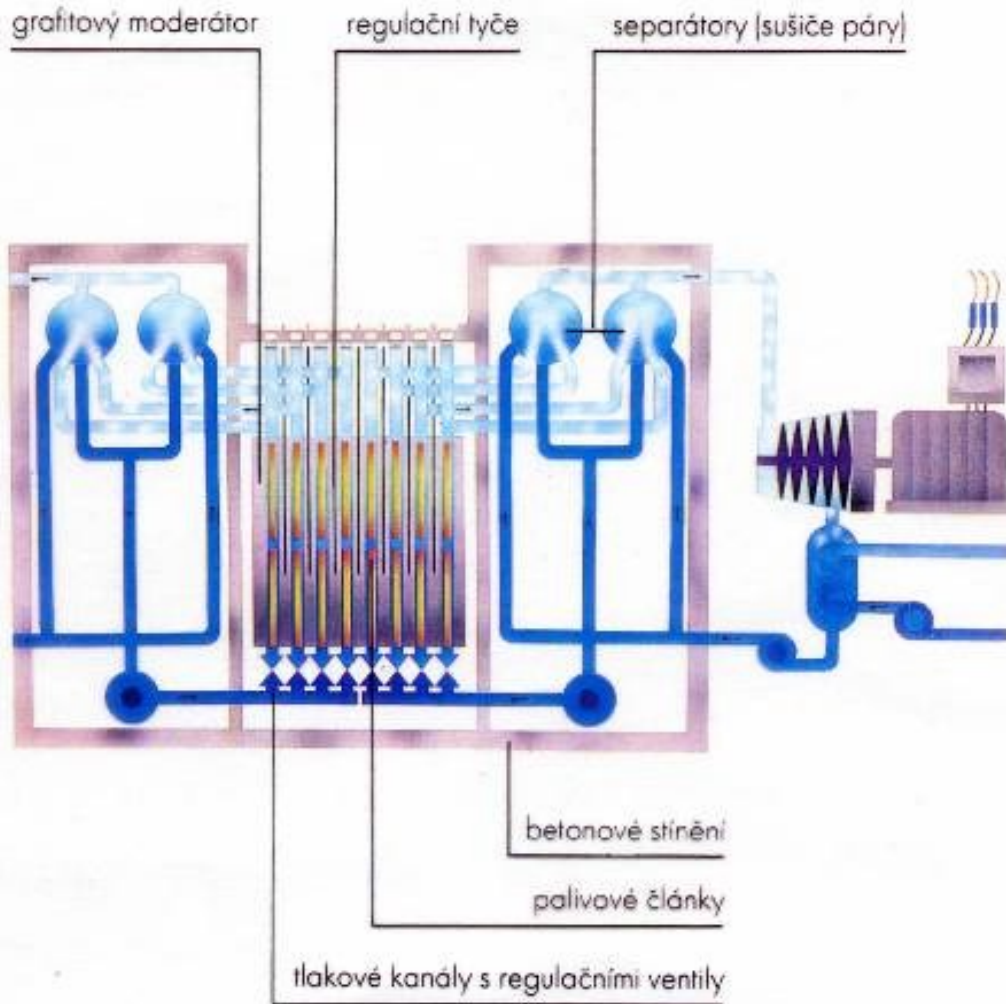


## Typické parametry BWR (s výkonem 1000 MW):

- obohacení U izotopem  $^{235}\text{U}$ : 2.1% až 2.6%
- rozměry aktivní zóny: 4.5 m průměr a 3.7 m výška
- tlak vody v reaktoru: 7 Mpa
- teplota páry na výstupu z reaktoru: 286 C
- tepelná účinnost elektrárny: 33.3%
- množství paliva v reaktoru: 122.3 tuny  $\text{UO}_2$

- **Reaktor typu RBMK (LWGR)**  
(Reaktor Bolšoj Moščnosti Kanalnyj)
- používá se výhradně na území bývalého SSSR
- tohoto typu reaktor 1. jaderné elektrárny v Obninsku i reaktor v Černobylu
- další reaktory tohoto typu se již nestaví
- palivem je přírodní U ve formě  $UO_2$  (díky grafitu)
- palivové tyče jsou vloženy v kanálech, kudy proudí chladivo - lehká voda
- v tlakových kanálech (1600) přímo vzniká pára, která po oddělení vlhkosti pohání turbínu
- moderátorem je grafit (hořlavý), který obklopuje kanály
- elektrárna je tedy jednocírková
- v Černobylu nebyla ochranná obálka a ani systém řízení reaktoru neodpovídal bezpečnostním požadavkům IAEA
- tzv. inherentní nestabilita těchto reaktorů spočívá v tom, že dojde-li k růstu T a v kanálech roste počet bublinek páry, pak reaktivita a tím i výkon mají tendenci stoupat, na rozdíl od vodo-vodních reaktorů, u kterých by byla reakce tlumena

# Schéma LWGR



## Typické parametry reaktoru RBMK (s výkonem 1000 MW):

- obohacení uranu izotopem  $^{235}\text{U}$ : 1.8%
- rozměry aktivní zóny: 11.8 m průměr a 7 m výška
- počet kanálů: 1693
- tlak nasycené páry: 6.9 MPa
- teplota parovodní směsi na výstupu reaktoru: 284 C
- tepelná účinnost elektrárny: 31.3%
- množství paliva v reaktoru: 192 tun  $\text{UO}_2$

# Rychlý množivý reaktor

- **Rychlý množivý reaktor FBR** (Fast Breeder Reactor)
- nepoužívá se moderátor
- 1. demonstrační elektrárna v USA (1963 – E. Fermi)
- je postaven v Rusku (BN-600), ve Francii (Superphénix) a Velké Británii
- v USA, Německu a Japonsku byly demonstrační elektrárny tohoto typu
- v dlouhodobé perspektivě je těmto reaktorům přisuzován velký význam
- palivem je Pu ve směsi  $\text{PuO}_2$  a  $\text{UO}_2$  - obohacené na 20 až 50%  $^{239}\text{Pu}$  (nebo  $^{235}\text{U}$ )
- k udržení řetězové reakce tyto reaktory používají nezpomalené neutrony  
⇒ reaktor nemá moderátor



# FBR - množivý reaktor

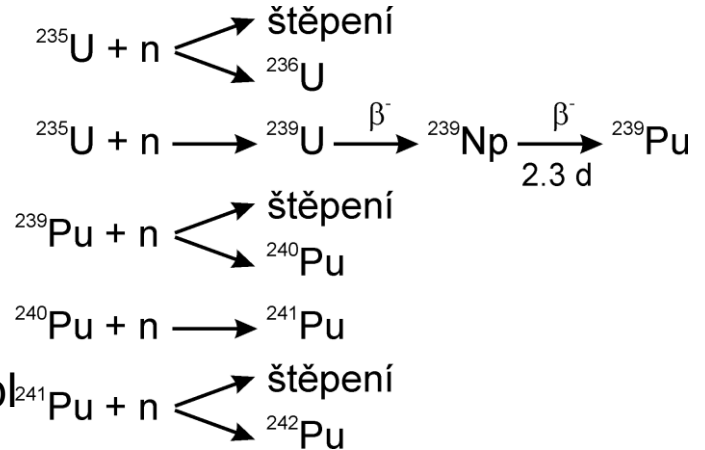
- zvláštností rychlých reaktorů s Pu palivem je jejich **množivý charakter**
  - při štěpení  $^{239}\text{Pu}$  vzniká více neutronů než v případě U
    - rozštěpením U vzniká přibližně 2,5 nových n, při štěpení Pu rychlými n je to 3,02 n
  - průměrně 2 n se spotřebují na další štěpení a zbytek transmutuje U na Pu  
⇒ při provozu těchto reaktorů vzniká více Pu, než se spotřebuje ke štěpení
  - pro zvýšení výtěžku Pu je aktivní zóna obklopena tzv. **plodivou zónou**, která sestává z ochuzeného uranu

## Nevýhody oproti PWR:

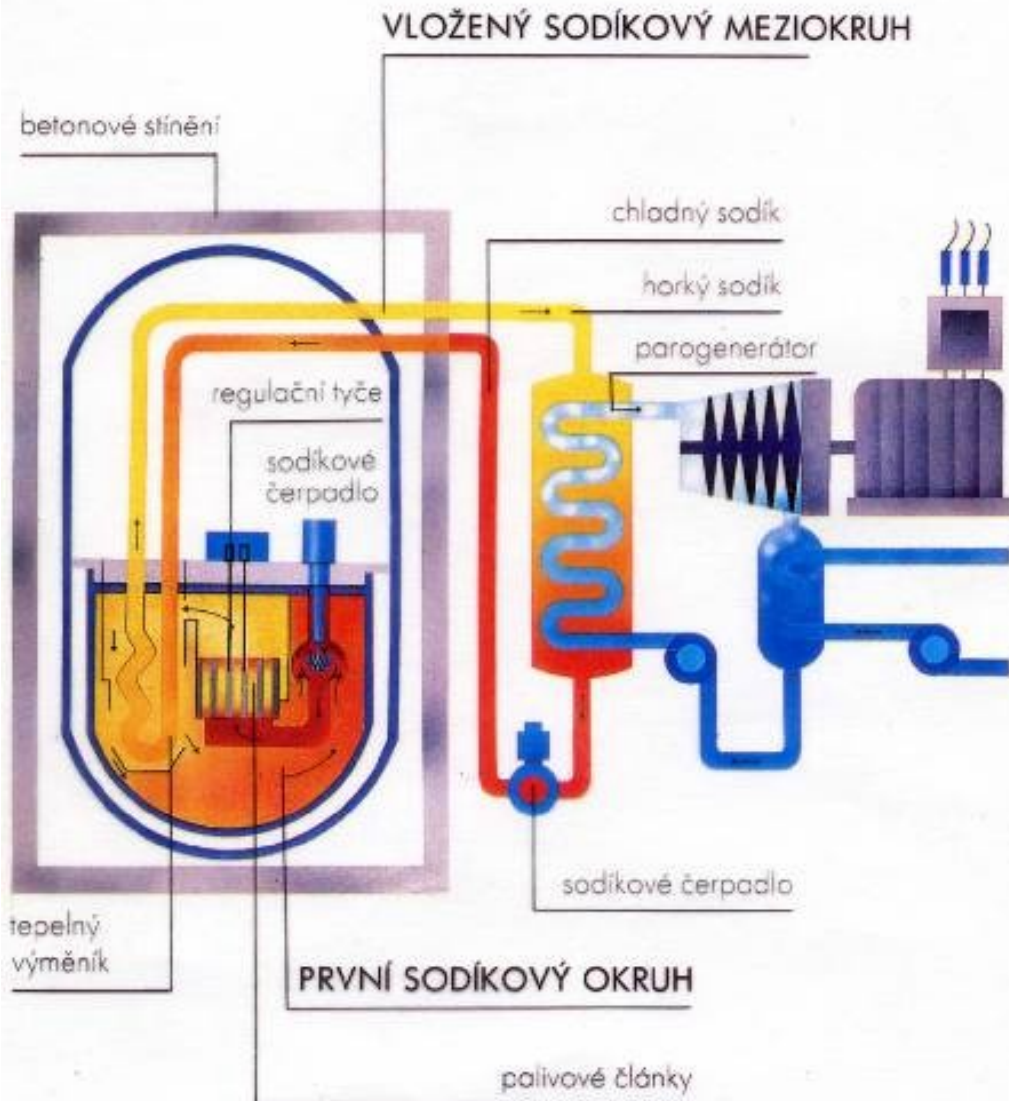
- zatím drahá výroba
- nebezpečí zneužití Pu pro vojenské účely
- velká hustota štěpitelných prvků
- z daného objemu se uvolňuje velké množství tepla
- únik sodíku představuje nebezpečí požáru
- rychlé n podstatně zkracují odezvu reaktoru na vnější vlivy (i na ovládání)

## Výhody:

- Na má vyšší teplotu varu, než při jaké ochlazuje reaktor ⇒ v primárním okruhu nemusí být vysoký tlak
- vynikající tepelná vodivost Na zajišťuje dostatečné havarijní chlazení reaktoru



# Schéma FBR



## Typické parametry reaktoru FBR (s výkonem 1300 MW):

- palivo: obohacené 20%  $^{239}\text{Pu}$  (nebo  $^{238}\text{U}$ )
- rozměry aktivní zóny včetně plodivé oblasti: 3.1 m průměr a 2.1 m výška
- tlak sodíku v reaktoru: 0.25 MPa
- teplota sodíku na výstupu z reaktoru: 620 C
- tepelná účinnost elektrárny: 42%
- množství paliva v reaktoru: 31.5 tun směsi  $\text{PuO}_2/\text{UO}_2$



# Jednotlivé typy reaktorů

## Jednotlivé typy reaktorů v roce 1999

Označení typu	Podíly dle počtu	Podíly dle výkonu (GW)
PWR	246	216,5
	-57%	(63,6%)
BWR	93	76,2
	(21,6%)	(22,4%)
PHWR	33	18,6
	(7,6%)	(5,5%)
GCR	21	3,5
	(4,9%)	(1,0%)
LWGR	20	14,9
	(4,6%)	(4,4%)
AGR	14	8,4
	(3,2%)	(2,5%)
FBR	4	2,0
	(0,9%)	(0,58%)

# Palivový cyklus - standardní

- Palivový cyklus je název pro proces, který zahrnuje:
  - těžbu uranové rudy
  - její chemické zpracování
  - obohacování o  $^{235}\text{U}$
  - výrobu palivových článků
  - využití paliva v reaktoru
  - skladování vyhořelého paliva
  - přepravu vyhořelého paliva
  - přepracování paliva se získáním vzniklého  $^{239}\text{Pu}$  a nevyhořelého  $^{235}\text{U}$ , nebo hlubinné uložení do doby, kdy vyhořelé palivo přestává být radioaktivní
- palivové náklady JE jsou nižší než náklady elektrárny spalující fosilní paliva - je to dáno především vysokým energetickým obsahem U
  - teoreticky nahradí 1 kg uranu 3 miliony kg černého uhlí.
  - i když se v současných typech reaktorů využijí řádově jen procenta energetického obsahu U, nahradí 1 kg jaderného paliva až 100 tun černého uhlí

# Radioaktivní odpady

- v jaderné elektrárně vznikají během provozu dva druhy RA materiálů:
  - vyhořelé jaderné palivo
    - vyhořelé jaderné palivo je vysoce radioaktivní  $\Rightarrow$  nakládání s ním je složité a vyžaduje špičkové technologie a techniku
  - RA odpady
    - vznikají při provozu reaktoru především ozáření jeho dříve neaktivních součástí, materiálů a vybavení
  - plynné
    - vznikají především z odvětrávání pracovního prostředí, nádrží s aktivní vodou apod.
  - kapalné
    - hlavně tritium
  - pevné
    - vznikají nejčastěji při údržbářských pracích - třeba při výměnách některého zařízení nebo jeho součástí

# Dělení radioaktivních odpadů

- podle aktivity:
  - nízkoaktivní
  - středně aktivní
  - vysokoaktivní
- podle poločasu rozpadu převládajících radionuklidů
  - krátkodobé
    - přestávají být RA během několika set let
  - dlouhodobé
- každá z těchto pěti skupin vyžaduje jiný přístup při zneškodňování

typická závislost radioaktivity vyjádřená v GBq/tU v závislosti na čase

doba od konce ozařování (roky)	1	10	100	1 000	10 000
produkty štěpení	$7,99 \cdot 10^7$	$1,12 \cdot 10^7$	$1,24 \cdot 10^6$	$7,10 \cdot 10^2$	$6,88 \cdot 10^2$
produkty aktivace	$7,21 \cdot 10^5$	$1,29 \cdot 10^5$	$1,23 \cdot 10^4$	$3,10 \cdot 10^2$	$2,35 \cdot 10^2$
aktinidy	$5,03 \cdot 10^6$	$3,10 \cdot 10^6$	$2,53 \cdot 10^5$	$6,36 \cdot 10^4$	$1,64 \cdot 10^4$

# Vyhořelé jaderné palivo

- po vyhoření je třeba palivo odstranit z reaktoru a nahradit je čerstvým
- vyjmuté tyče jsou uloženy do bazénů vyhořelého jaderného paliva uvnitř kontejmentu
  - zde jsou dochlazovány minimálně po dobu 3 až 5 let (v palivu stále ještě probíhají rozpady produktů a je třeba odvádět vzniklé teplo)
  - poté jsou převezeny do **meziskladu vyhořelého jaderného paliva** - zde je umístěno na 40 až 50 let a čeká, co se s ním bude dít dál
- mezisklad:
  - **Mokrý způsob** skladování využívá jako chladicího média většinou obyčejnou demineralizovanou vodu
  - **Suchá metoda** využívá jako chladicího média vzduchu, jehož přirozené proudění odvádí teplo uvolňované vyhořelým palivem
    - tato metoda používána v ČR





# Zneškodnění vyhořelého paliva

- přepracování
  - není to vlastně způsob zneškodnění
- ADTT
  - vypadá poměrně nadějně, ale zatím stále ve stadiu vývoje
- hlubinné uložení
  - dnes nejjistější metoda zneškodnění vyhořelého paliva
  - konečná úložiště by měla zabezpečit, aby radionuklidy obsažené ve vyhořelém palivu nepronikly k člověku a do biosféry minimálně sto tisíc let, tedy po dobu potřebnou ke snížení RA vyhořelého paliva na úroveň přírodního pozadí
  - jsou projektována jako systém vzájemně svázaných přírodních a technických bariér
  - nejdůležitější a nejtrvalejší bariérou by měla být sama geologická formace - jako vhodné formace se nejčastěji volí tufy, granity (žuly), solná ložiska, jílovité sedimenty a ruly
  - technické bariéry - 3 „slupky“
    - ke znehybnění radionuklidů se používá borosilikátové sklo nebo keramické materiály
    - kovové obaly - kontejnery na vysoce RA odpady, vyrobené z oceli, Cu nebo Ti
    - jílovité materiály, jako například betonit, jimiž budou kontejnery v úložišti obklopeny

# Přepracování paliva

- technologicky zvládnuté
  - Sellafield (Velká Británie) a Cap de la Hague (Francie), Rokkasho (Japonsko)
- cílem je co nejúplnější oddělení U a Pu od štěpných produktů (ostatních produktů jsou asi 3%)
- současná zařízení provádějí mokrou cestou – palivo je rozpuštěno v kyselině dusičné a z roztoků se získávají příslušné dusičnany
- nevýhodou je vznik středně a nízkoaktivních radioaktivních odpadů s objemem podstatně vyšším, než byl původní objem vyhořelého paliva
- výhodou opět je, že radioaktivní inventář je lépe strukturován, a proto se s ním lépe pracuje

# JE Dukovany

- Elektrárna je tvořena čtyřmi bloky VVER 440 - model 213 (vodou chlazený, vodou moderovaný energetický reaktor s tepelným výkonem 1375 MW a elektrickým výkonem 440 MW
  - hlavní komponenty elektrárny (reaktor, parogenerátory, turbíny) jsou vyrobeny českými firmami (Škoda, Vítkovice)
  - 1974 - zahájení výstavby (změna projektu oddálila plné rozjetí stavby o 4 roky)
  - 4. května 1985 - 1. reaktorový blok byl uveden do provozu
  - 20. července 1987 - poslední čtvrtý blok uveden do provozu
  - dodávala do sítě více než 20% el. energie vyrobené v ČR (před Temelínem)
  - palivem je  $\text{UO}_2$  s průměrným obohacením 3.82% o štěpitelný izotop uranu  $^{235}\text{U}$



# JE Temelín



## Základní časová data

- 1979 - investiční záměr
- 1985 - zpracován projekt
- 1987 - zahájena výstavba provozních objektů
- 10. června 2002 - zkušební provoz prvního bloku
- 18. dubna 2003 - zkušební provoz druhého bloku
  
- uvedením dvou temelínských bloků do zkušebního provozu se zvýšil podíl výroby jaderných zdrojů akciové společnosti ČEZ na 45 %

# JETE - technické parametry

<b>Hlavní technické údaje JETE</b>					
<b>Počet bloků</b>	2	<b>Systém chlazení reaktoru</b>		<b>Parogenerátor</b>	
Typ reaktoru	VVER 1000 typ V 320	Počet chladicích smyček	4	Počet na blok	4
<b>Výkon jednoho bloku</b>		Objem chladiva v primárním okruhu	337 m <sup>3</sup>	Množství páry vyrobené v 1 parogen.	1470 t/hod
Tepelný	3000 MW	Pracovní tlak	15,7 MPa	Tlak páry na výstupu	6,3 MPa
Elektrický	981 MW	Teplota chladiva na vstupu	290°C	Teplota páry na výstupu	278,5°C
Výkon dodávaný do elektrické sítě	912 MW	Teplota chladiva na výstupu	320°C	<b>Turbína</b>	
Vlastní spotřeba	69 MW	Průtok chladiva reaktorem	84 800 m <sup>3</sup> /hod	Počet VT dílů	1
<b>Aktivní zóna reaktoru</b>				Počet NT dílů	3
Počet palivových kazet	163			Otáčky	3000 ot./min.
Počet palivových proutků v kazetě	312			<b>Chladicí věže</b>	
Počet regulačních tyčí	61			Počet na blok	2
Obohacení paliva	max. 5% <sup>235</sup> U			Výška	154,8 m
Cyklus výměny paliva	čtyřletý				

# Katastrofy jaderné energetiky

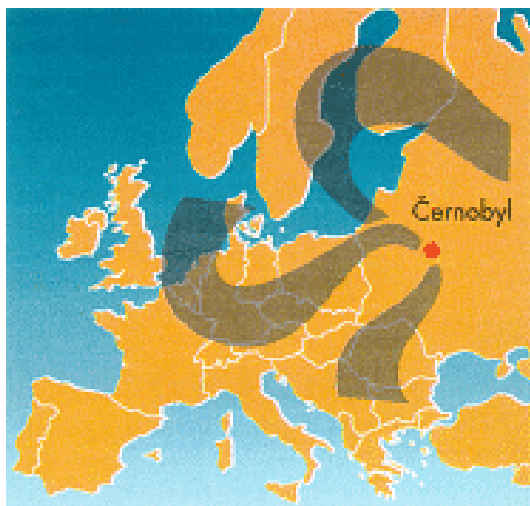
poruchy na jaderných zařízeních jsou klasifikovány stupnicí INES, kterou zavedla IAEA, podle závažnosti takto:

- **0 - Událost bez významu na bezpečnost (zero level event - below scale)** - nejběžnější provozní poruchy, bezpečně zvládnuté
- **1 - Odchylna od normálního provozu (anomaly)** - poruchy nepředstavující riziko, ale odhalující nedostatky bezpečnostních opatření
- **2 - Porucha (incident)** - technické poruchy, které neovlivní bezpečnost elektrárny přímo, ale mohou vést k přehodnocení bezpečnostních opatření
- **3 - Vážná porucha (serious incident)** - ozáření personálu nad normu, menší únik radioaktivity do okolí (zlomky limitu)
- **4 - Havárie s účinky v jaderném zařízení (accident mainly in installation)** - částečné poškození aktivní zóny, ozáření personálu, ozáření okolních obyvatel na hranici limitu
- **5 - Havárie s účinky na okolí (accident with off-site risks)** - vážnější poškození aktivní zóny, únik 100 až 1000 TBq biologicky významných radioizotopů, nutnost částečné evakuace okolí
- **6 - Závažná havárie (serious accident)** - velký únik radioaktivních látek mimo objekt, nutnost využít havarijních plánů k ochraně okolí
- **7 - Velká havárie (major accident)** - značný únik radioaktivních látek na velké území, okamžité zdravotní následky, dlouhodobé ohrožení životního prostředí

# Černobyl - stupeň 7

- 26. dubna 1986 v 1:23 došlo na 4. reaktorovém bloku jaderné elektrárny Černobyl v bývalém SSSR (Ukrajina) k těžké havárii reaktoru

Tah radioaktivního mračka  
v prvních třech dnech po havárii



▲ FRONT COVER:  
Chernobyl 4, Ukraine, in the early stages of sarcophagus construction.  
A series of articles on the accident and its aftermath starts on p18. The  
Ukrainian nuclear industry is profiled on pp10-16.



# Další (větší) havárie

## Three Mile Island - stupeň 5

- 28. 3. 1979 došlo na druhém bloku elektrárny Three Mile Island k největší jaderné havárii v Americe
- elektrárna se nachází na stejnojmenném ostrůvku, který leží uprostřed řeky Susquehanna přibližně 16 km od Harrisburg hlavního města státu Pennsylvánie v USA



## Jaslovské Bohunice (Československo) - stupeň 4

- počátkem roku 1977 došlo na reaktoru A-1 k havárii způsobené chybou obsluhy

# PBMR

## Safety

- Any PBMR station built in South Africa will adhere to the stringent local and international safety standards that are laid down for nuclear stations in South Africa and throughout the world.
- The PBMR is walk-away safe. Its safety is a result of the design, the materials used and the physics processes rather than engineered safety systems as in a Koeberg type reactor.
- The peak temperature that can be reached in the reactor core (1 6000 degrees Celsius under the most severe conditions) is far below any sustained temperature (2 000 degrees Celsius) that will damage the fuel. The reason for this is that the ceramic materials in the fuel such as graphite and silicone carbide - are tougher than diamonds.
- Even if a reaction in the core cannot be stopped by small absorbent graphite spheres (that perform the same function as the control rods at Koeberg) or cooled by the helium, the reactor will cool down naturally on its own in a very short time. This is because the increase in temperature makes the chain reaction less efficient and it therefore ceases to generate power. The size of the core is such that it has a high surface area to volume ratio. This means that the heat it loses through its surface (via the same process that allows a standing cup of tea to cool down) is more than the heat generated by the decay fission products in the core. Hence the reactor can never (due to its thermal inertia) reach the temperature at which a meltdown would occur. The plant can never be hot enough for long enough to cause damage to the fuel.

