

Slovenská nukleárna spoločnosť



Jadrové zariadenia, jadrová bezpečnosť

Prof. Ing. Vladimír Slugeň, PhD.

Doc. RNDr. Matej Florek, PhD.

Ing. Peter Uhrík

Ing. Jozef Markuš

Ing. Jozef Tomek

SNUS, 2009

Obsah

1	ÚVOD	4
1.1	Všeobecný pohľad na jadrovú energetiku	4
1.2	Súčasná predpoveď spotreby energie.....	4
2	JADROVÉ REAKTORY	6
2.1	Princíp činnosti jadrového reaktora so štiepnym palivom	6
2.1.1	Reťazová reakcia	6
2.2	Rozdelenie jadrových reaktorov	7
2.3	Vlastnosti energetických reaktorov	10
2.3.1	Jednotkové výkony energetických reaktorov	11
2.3.2	Porovnanie najdôležitejších vlastností základných typov energetických reaktorov	12
2.4	Ľahkou vodou moderované a chladené reaktory na obohatený urán (LWR)	14
3	REAKTOR TYPU VVER 440	16
4	JADROVÉ BLOKY NAJBLIŽŠEJ BUDÚCNOSTI.....	21
4.1	Reaktory Generation-IV	22
4.2	Európsky tlakovodný reaktor	23
4.2.1	Základné technické charakteristiky EPR.....	24
4.2.2	Aktívna zóna reaktora	25
4.2.3	Prevádzkové charakteristiky	25
4.2.4	Zaistenie bezpečnostných systémov	25
4.4	Reaktor typu AP1000	26
4.5	Reaktor typu VVER-1000.....	29
5	PALIVOVÝ CYKLUS.....	37
5.1	Opis palivového cyklu	37
5.2	Ťažba a spracovanie rudy.....	38
5.3	Konverzia I	38
5.4	Obohacovanie	39
5.5	Konverzia II.....	39

5.6	Výroba jadrového paliva	39
5.7	Prevádzka paliva v reaktore.....	40
5.7.1	Transport čerstvého paliva.....	41
5.7.2	Transport a skladovanie vyhoreného paliva	42
6	JADROVÁ BEZPEČNOSŤ	43
6.1	Vývoj jadrovej bezpečnosti vo svete	43
6.2	Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu	45
6.3	Historický vývoj jadrovej bezpečnosti u nás	46
6.4	Prístupy k hodnoteniu jadrovej bezpečnosti.....	48
6.5	Bezpečnostné ciele JE a princípy jadrovej bezpečnosti.....	49
6.6	Ľudský faktor	57
6.7	Aplikácia hĺbkovej ochrany JE.....	60
6.8	Štátny dozor nad jadrovou bezpečnosťou	64
6.9	Medzinárodná stupnica hodnotenia jadrových nehôd INES	68
7	ODPORÚČANÁ LITERATÚRA	74

1 Úvod

1.1 Všeobecný pohľad na jadrovú energetiku

Svetová spotreba energie a z toho najmä elektrickej energie (ďalej elektriny) od začiatku industrializácie vo svete trvalo rastie. Svetová populácia (dnes okolo 6 miliárd ľudí) spotrebuje ročne 8,6 Gtre (gigaton ropného ekvivalentu 1 tre = 41,868 GJ) komerčnej energie. Využívanie uhľovodíkových palív sa trvalo zvyšuje a teraz zabezpečuje 90 % dodávok primárnej energie. Spaľovanie uhľovodíkových palív je sprevádzané emisiou cca 25 Gt oxidu uhličitého ročne.

Výroba elektrickej energie je najrýchlejšie rastúcim energetickým artefaktom a predstavuje približne 20 % konečnej spotreby energie. Od začiatku 70. rokov minulého storočia sa spotreba elektriny vo svete zvýšila 2,5-krát. Medzi krajinami ešte stále existujú veľké rozdiely v celkovej spotrebe energie a elektrickej energie na jedného obyvateľa, čo dokumentuje aj fakt, že 55 % primárnej energie sa spotrebuje v krajinách OECD s podielom obyvateľstva iba 16 %.

1.2 Súčasné predpovede spotreby energie

Vývoj spotreby a dodávky energie je spojený s veľkým množstvom neistôt:

- spotreba primárnej energie, elektriny a uhľovodíkových palív bude aj naďalej rásť vysokou rýchlosťou, a aj keď sa predpokladá pokles energetickej náročnosti trendom 1,4 % ročne (EÚ, IEA) a 1,0 % ročne (WEC/IIASA), svetová spotreba primárnej energie sa do polovice tohto storočia zvýši 2 až 3 – násobne,
- predpokladá sa, že v štruktúre dodávok energie budú o 50 rokov stále dominovať uhľovodíkové palivá,
- emisie oxidu uhličitého ako vedľajší produkt využívania uhľovodíkových palív sa výrazne zvýšia.

Dôsledkom tohto rozvoja bude dramatické zvýšenie koncentrácie skleníkových plynov. Niektoré z týchto dôsledkov sa prejavujú zvýšením globálnej strednej teploty, zvýšením hladiny morí, zmenou klimatických zón a s tým spojeným rizikom katastrofických udalostí. Pre scenár B „stredného priebehu“ štúdia WEC/IIASA odhaduje, že stredná teplota sa do konca storočia zvýši o 1,3 až 3,5°C.

Svetová výroba elektrickej energie bude rásť ešte rýchlejšie ako spotreba primárnej energie. Pre krajiny Európskeho spoločenstva sa predpokladá výrazné zvýšenie závislosti od dovozov tuhých palív z dnešných 37 % na 65 % v roku 2020, pre ropu z 85 % na 94 % a pre plyn z 40 % na 65 %. Osobitne plynárenský priemysel sa bude spoliehať na nenahraditeľné veľké dovozy z Ruska, čo je dodávateľ, ktorý nemusí byť považovaný za tak spoľahlivého ako sú krajiny OECD. Domáce zdroje energie a diverzifikácia dodávok sú veľmi dôležité pre zabezpečenie spoľahlivosti a bezpečnosti v zásobovaní energiou.

Aj keď sa v tomto storočí neočakávajú ohraničenia absolútnym obmedzením zdrojov uhľovodíkových palív, môžu nastať dočasné a štrukturálne nedostatky energie. Hlavná časť rezerv ropy je umiestnená v krajinách OPEC, zatiaľ čo krajiny OECD majú rezervy iba 10 %. Pre zemný plyn je podiel rezerv v krajinách OECD tiež iba 10 %, zatiaľ čo krajiny bývalého ZSSR a Irán vlastnia viac ako 50 % preukázaných zásob. Politická nestabilita by mohla vyvolať ťažký nedostatok a hlbokú ekonomickú krízu, akú sme zažili v 70. a začiatkom 80. rokov minulého storočia. Úspešnou stratégiou na zabránenie veľkému narušeniu dodávok bola diverzifikácia zdrojov energie. Jadrová energia je jeden z dôležitých kameňov v diverzifikovanej štruktúre dodávok.

Rezervy uránu môžu výrazne rozšíriť našu základňu energetických zdrojov a krajiny OECD ako Kanada a Austrália majú veľký podiel na známych ekonomických zásobách. Prakticky nekonečný zdroj môže z jadrovej energie urobiť uzavretý palivový cyklus s množivými reaktormi

a prepracovaním paliva. Aj bez prepracovania a bez rýchlych reaktorov sa jadrová energia môže spoliehať na obrovskú základňu zdrojov, ktorá môže prispieť k dlhodobým dodávkam energie.

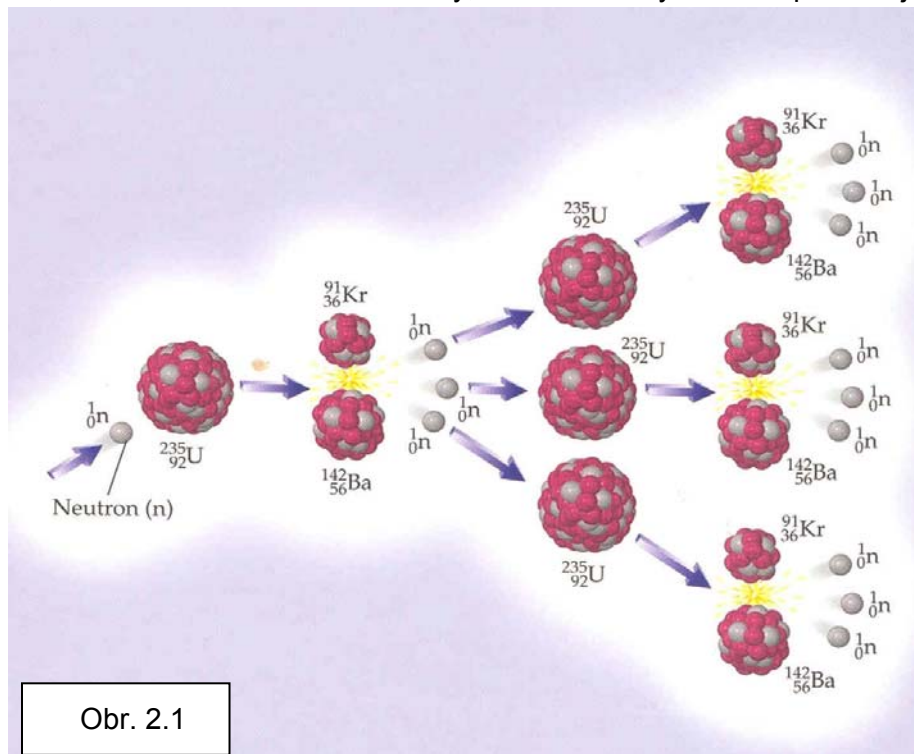
Analýza rôznych energetických výhľadov a scenárov jasne ukazuje, že samotné zlepšovanie energetickej účinnosti a dodatočné úsilie na rozvoj a využívanie obnoviteľných zdrojov energie nestačí na zabezpečenie ekonomického rozvoja, a tým na obmedzenie globálnych klimatických zmien.

2 Jadrové reaktory

2.1 Princíp činnosti jadrového reaktora so štiepnym palivom

2.1.1 Reťazová reakcia

Počiatkový neutrón, ktorý vyvoláva štiepenie, môže vznikať pri spontánnom štiepení alebo pri interakcii kozmického žiarenia so štiepnym materiálom. Keď prvý neutrón vyvolá štiepenie jadra $^{235}_{92}\text{U}$, uvoľnia sa ďalšie 2-3 neutróny, ktoré môžu vyvolať štiepenie 3 jadier a vytvorí sa $3 \times 3 = 3^2$

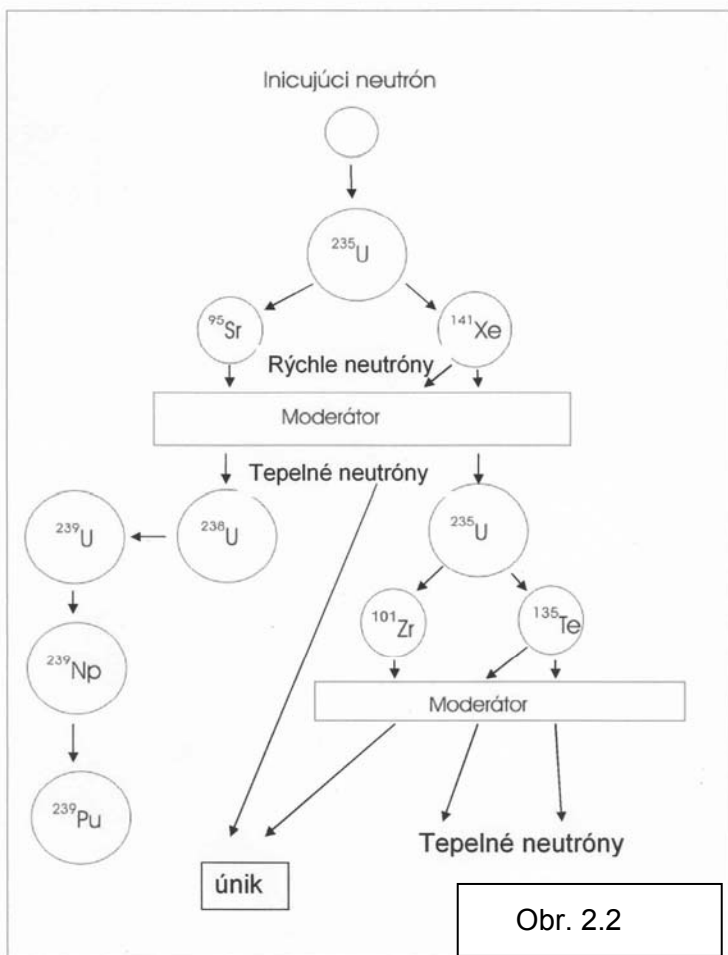


neutrónov druhej generácie. Tieto môžu - v procese štiepenia - uvoľniť $3^3 = 27$ neutrónov tretej generácie atď (viď obr. 2.1). Postupné štiepenie bude prebiehať až dovtedy, kým sa nerozštiepi značná časť jadier štiepného materiálu. Napríklad pri dostatočnom množstve paliva v päťdesiatkovej generácii bude jestvovať už $3^{50} \sim 10^{24}$ neutrónov. To znamená, že ako náhle sa štiepenie začne, má možnosť rozšíriť sa bez vonkajšieho zásahu na celú sústavu, t.j. môže vzniknúť reťazová reakcia štiepenia. Ak sa rozmnožovanie

neutrónov vonkajším zásahom obmedzuje tak, aby reakcia prebiehala postupne, hovoríme o riadenej reťazovej reakcii a zariadenie, v ktorom sa takáto reakcia uskutočňuje, nazývame jadrový reaktor. Keď sa množenie neutrónov neobmedzuje, reťazová reakcia prebieha veľmi rýchle. Za krátky čas (10^{-7} až 10^{-6} s) sa uvoľní obrovské množstvo tepla, čo má za následok explóziu. Takýto proces prebieha pri výbuchu jadrovej bomby.

Podstatnú časť energie uvoľňovanej pri štiepení (~ 160 MeV) si odnášajú štiepne fragmenty vo forme kinetickej energie. V látkovom prostredí sú brzdené a nahrievajú toto prostredie.

Z jednoduchých výpočtov vyplýva, že 1 kg izotopu ^{235}U štiepením poskytne $7,95 \cdot 10^{10}$ kJ tepelnej energie. Rovnakú tepelnú energiu získame spálením asi $2,7 \cdot 10^6$ kg uhlia. V súčasnosti pracuje na celom svete niekoľko stoviek reaktorov. Sú rôzneho typu a rôznej konštrukcie.



V prírodnom uráne sa nachádza 99,28 % izotopu ^{238}U , ktorý sa štiepi pri len pohltení rýchlych neutrónov a 0,714 % izotopu ^{235}U , ktorý sa štiepi pri pohltení tak rýchleho, ako aj pomalého neutrónu (obr. 2.2). Značná časť neutrónov štiepenia má energiu, ktorá prevyšuje prahovú energiu štiepenia izotopu ^{238}U (1,1 MeV). Štiepenie tohto izotopu môže vyvolať najviac ak každý piaty neutrón. Ostatné štyri neutróny sú nepružne rozptýlené a ich energia klesne pod prahovú energiu. V rezonančnej oblasti energii neutrónov je veľká pravdepodobnosť radiačného záchytu, ak je energia blízka k niektorej z mnohých rezonančných hladín jadra. Pri radiačnom záchyte je neutrón pohltý bez toho, aby vyvolal štiepnu reakciu.

Obr. 2.2

2.2 Rozdelenie jadrových reaktorov

Z energetického hľadiska je jadrový reaktor generátorom tepla, ktoré sa uvoľňuje pri riadenej, samostatne sa udržiavajúcej reťazovej štiepnej alebo termojadrovej reakcii. Jadrovým reaktorom sa v užšom slova zmysle rozumie reaktor pracujúci na princípe štiepenia jadier ťažkých prvkov. Reaktor, realizujúci exoenergetickú syntézu ľahkých izotopov sa nazýva termojadrový reaktor.

Jadrové reaktory môžeme triediť podľa mnohých hľadísk (pozri tab. 2.1). Najdôležitejšie z nich je spôsob ich použitia. Jadrové reaktory môžu slúžiť na školské účely, na rôzne výskumné účely, na výrobu čistých štiepných materiálov (produkčné reaktory), na pohon lodí, ponoriek, rakiet, na výrobu energie vo veľkom množstve na danom mieste (stacionárne energetické reaktory) a na rôzne iné špeciálne účely (transportné energetické reaktory na výrobu menších množstiev energie, reaktory ako zdroje fotónového a neutrónového žiarenia na výrobu rádioizotopov alebo na chemickú výrobu látok so špeciálnymi vlastnosťami). Stacionárne energetické reaktory vyrábajú teplo, ktoré sa využíva buď priamo (na priemyselné účely, odsoľovanie morskej vody, vykurovanie veľkých civilizačných aglomerácií), alebo sa transformuje na elektrickú energiu. V skutočnosti bývajú jadrové reaktory väčšinou viacúčelové a ich prevádzkou sa sleduje niekoľko cieľov súčasne. Napr. výroba elektrickej energie a zároveň aj výroba nových štiepných materiálov.

Dôležité hľadisko na triedenie jadrových reaktorov je ich schopnosť zúčastniť sa produkcie jadrového paliva. Ak sa jadrový reaktor na tejto produkcii vôbec nepodieľa, ale iba spaľuje čistý štiepný materiál, nazýva sa „burner“ (napr. ponorkové reaktory typu PWR na vysoko obohatený ^{235}U). Ak jadrový reaktor produkuje nový štiepný materiál, ale chemicky iného druhu ako sám

spaľuje, nazýva sa „konvertor“ alebo „pseudobreeder“. Konvertory spaľujú viac jadier štiepných materiálov ako vyrábajú nových (napr. stacionárne energetické reaktory typu PWR na mierne obohatený ^{235}U vyrábajú ^{239}Pu). Pseudobreedery vyrábajú viac jadier nových štiepných materiálov ako spaľujú (napr. energetické reaktory typu MSBR (pozri tab. 2.2) na vysoko obohatený ^{235}U a ^{232}Th spaľujú ^{235}U a vyrábajú ^{233}U). „Breedery“ (množivé reaktory) produkujú viac jadier nových štiepných materiálov chemicky rovnakého druhu než spaľujú starých (napr. energetické reaktory typu LMFBF na ^{239}Pu a na ^{238}U spaľujú ^{239}Pu a produkujú rovnako ^{239}Pu).

Najdôležitejšou fyzikálnou charakteristikou jadrového reaktora je energia neutrónov, spôsobujúcich štiepenie. Ak je táto energia väčšia ako $1,6 \cdot 10^{-14} \text{ J}$ (0,1 MeV), (pre neutróny odporúčame používať eV) energia neutrónov spôsobujúcich štiepenie je teda približne rovnaká ako energia rýchlych neutrónov zo štiepenia, hovorí sa o rýchlych reaktoroch. Ak naopak táto energia je menšia ako $1,6 \cdot 10^{-20} \text{ J}$ (0,1eV) a zodpovedá teda kinetickej energii atómov prostredia, s ktorými sú neutróny v tepelnej rovnováhe, ide o reaktory tepelné (pomalé, termálne). V niektorých prípadoch sa používajú na štiepenie aj neutróny s energiami $1,6 \times 10^{-19}$ až 10^{-16} J (1 až 1 000 eV) aj viac. Také reaktory sa nazývajú nadtepelné (epitermálne). Pri tepelných a nadtepelných reaktoroch treba neutróny vznikajúce v procese štiepenia spomaľovať. Moderátor, určený na tento účel môže byť s jadrovým palivom v homogénnej zmesi, alebo môže byť oddelený od paliva priestorovo v heterogénnej mriežke. Konštrukčná koncepcia aktívnej zóny určuje počet ich základných heterogénnych zložiek. Trojzložkové aktívne zóny majú palivo, moderátor a chladiivo navzájom priestorovo a väčšinou i skupensky oddelené. Dvojzložkové aktívne zóny sa vyskytujú v reaktoroch bez moderátorov (napr. LMFBF) alebo v tých tepelných reaktoroch, v ktorých moderátor a chladiivo sú látkovo i priestorovo identické (napr. PWR). Do tejto skupiny patria i reaktory, ktoré pracujú s roztokom paliva v chladiive (napr. MSBR) alebo s palivovými článkami, ktoré tvoria štiepny materiál v pevnom moderátore (napr. HTGR). Jednozložkové aktívne zóny sú možné iba pri homogénnych reaktoroch, kde je palivo rozpustené alebo jemne dispergované v chladiive, ktoré v tepelných reaktoroch má i funkciu moderátora.

Základná fyzikálna koncepcia aktívnej zóny, a tým aj typ jadrového reaktora, určuje druh použitého jadrového paliva, jeho chemickú väzbu (majúcu vplyv na hustotu paliva), moderátor a chladiivo. Existuje pomerne veľké množstvo možností pri voľbe jednotlivých charakteristík (tab. 2.2) a ešte väčšie množstvo ich kombinácií. Nie všetky kombinácie sú však zásadne fyzikálne možné (napr. homogénny reaktor s prírodným uránom alebo heterogénny reaktor s prírodným uránom, moderovaný ľahkou vodou). Niektoré kombinácie sú konštrukčne neobyčajne ťažko realizovateľné tak, aby ešte vyhovovali základným fyzikálnym požiadavkám (napr. grafitový plynom chladený reaktor s prírodným dioxidom uránu alebo breeder s pomalými neutrónmi, realizujúci urán – plutóniový palivový cyklus, prípadne reaktor s rýchlymi neutrónmi, chladený ľahkou vodou).

Tabuľka 2. 1 Rozdelenie jadrových reaktorov	
Charakteristika	Druhy
Použitie	školské, výskumné, produkčné, transportné, stacionárne energetické, špeciálne
Použitý druh exoenergetickej jadrovej reakcie	štiepne, termojadrové
Palivový cyklus	burnery, konvertory, pseudobreedery, breedery
Energia neutrónov	tepelné, nadtepelné, rýchle
Usporiadanie aktívnej zóny	homogénne, heterogénne
Počet konštrukčných zložiek aktívnej zóny	trojzložkové, dvojzložkové, jednozložkové
Štiepny materiál	^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu , (^{241}Pu)
Množivý materiál	^{232}Th , ^{238}U , (^{240}Pu),
Chemická väzba štiepneho alebo množivého materiálu	kov, oxid, karbid, (nitrid, silicid), fluorid
Moderátor	C, H_2O , D_2O , Be, (BeO), organické zlúčeniny, (izomerické polyfenyly, ZrH_2)
Reflektor	C, H_2O , D_2O , Be, (BeO), organické zlúčeniny (izomerické polyfenyly)
Chladivo	CO_2 , N_2 , He, NO_2 , (disociujúce plyny), H_2O , D_2O , organické zlúčeniny (izomerické polyfenyly), roztavené soli (fluoridy LiF , BeF_2 , ZrF_4), tekuté kovy (Na, K, Hg)
Konštrukčné usporiadanie reaktora	tlaková nádoba, tlakové (kanály) rúrky
Koncepčné usporiadanie chladiacích okruhov	vonkajšie s chladiacimi slučkami, vnútorné integrované v nádobe reaktora

Tabuľka 2.2 Medzinárodné označenie typov jadrových energetických reaktorov			
Označenie	Význam označenia	Moderátor	Chladiivo
GCR	Gas-Cooled, graphite-moderated Reactor	C	CO ₂
AGR	Advanced Gas-cooled, graphite- moderated Reactor	C	CO ₂
HTGR	High-Temperature Gas-cooled, graphite- moderated Reactor	C	He
LWGR	Light-Water-cooled, Graphite- moderated Reactor	C	H ₂ O
BWGR (RBMK)	Boiling light-Water-cooled, Graphite- moderated Reactor	C	H ₂ O
MSGR	Molten-Salt-cooled, Graphite-moderated Reactor	C	roztavené soli
MSBR	Molten-Salt-cooled, graphite-moderated Breeder Reactor	C	roztavené soli
HWR	Heavy-Water-moderated Reactor	D ₂ O	rôzne
PHWR	Pressurised Heavy-Water-moderated and cooled Reactor	D ₂ O	D ₂ O
BHWR	Boiling Heavy-Water-moderated and cooled Reactor	D ₂ O	D ₂ O
HWGCR	Heavy-Water-moderated, Gas-Cooled Reactor	D ₂ O	CO ₂
LWR	Light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
PWR	Pressurised light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
BWR	Boiling light-Water-moderated and cooled Reactor	H ₂ O	H ₂ O
FBR	Fast Breeder Reactor	-	rôzne
LMFBR	Liquid-Metal-cooled Fast Breeder Reactor	-	Na
GFBR	Gas-cooled Fast Breeder Reactor	-	He
SFBR	Steam-cooled Fast Breeder Reactor	-	H ₂ O
OMR	Organic-Moderated and cooled Reactor	organiká	organiká

2.3 Vlastnosti energetických reaktorov

Pri energetických reaktoroch sú najdôležitejšie tie ich vlastnosti, ktoré rozhodujú o bezpečnosti ich prevádzky, o ekonomike výroby energie a prípadne o ekonomike pridruženej výroby nových štiepných materiálov. Je to predovšetkým druh najväčšej vierohodnej havárie, ďalej jednotkový výkon, energetické zaťaženie jednotky objemu aktívnej zóny, parametre chladiwa na vstupe a výstupe reaktora, kinetické a dynamické vlastnosti reaktora a intenzita reprodukcie jadrového paliva. Na vlastnosti jadrových reaktorov má okrem konštrukčného usporiadania najväčší vplyv energia štiepiacich neutrónov, druh moderátora, štiepneho materiálu a chladiwa.

2.3.1 Jednotkové výkony energetických reaktorov

Veľkosť jednotkového výkonu energetického reaktora je z technologického hľadiska jeho najkomplexnejšou charakteristikou. Ukazuje technický stav vývoja i zvládnutie prevádzky daného typu, naznačuje ďalšie možnosti jeho technického vývoja a rozhodujúcim spôsobom ovplyvňuje jeho ekonomiku.

Vývoj väčšiny komerčných typov energetických reaktorov začal v roku 1955 až 1960 (GCR, LWR, LWGR, FBR), iba reaktory typu HTGR, a HWR v energetickom vyhotovení sa objavili asi o 5 rokov neskôr, v období r. 1960 až 1965. I rýchlosť vývoja je rôzna. Pri typoch LWR, LWGR bolo treba asi 15 rokov k prechodu od demonštračného prototypu k sériovej jednotke s tepelným výkonom 3000 MW, pri reaktoroch typu GCR (s pokračovaním v type AGR), HWR, HTGR a LMFBR tento vývoj prebieha pomalšie, prípadne sa zastavil. Najväčšie JE vo svete sú uvedené v tabuľke 2.3.

Tabuľka 2.3 Jadrové elektrárne s najväčším výkonom.

Názov	Krajina	Elektrický výkon [MW]	Počet blokov	Počet a typ reaktorov
Fukushima	Japonsko	9096	10	1 BWR (460), 4 BWR (po 784), 5 BWR (po 1100)
Kashiwazaki Kariwa	Japonsko	8212	7	5 BWR (po 1100), 2 BWR (po 1356)
Zaporožie	Ukrajina	6000	6	6 VVER-1000 (po 1000)
Gravelines	Francúzsko	5706	6	6 PWR (po 951)
Paluel	Francúzsko	5528	4	4 PWR (po 1382)
Cattenon	Francúzsko	5448	4	4 PWR (po 1362)
Ohi	Japonsko	4710	4	2 BWR (po 1175), 2 BWR (1180)
Pickering	Kanada	4328	8	4 Candu (po 542), 4 Candu (po 540)
Balakovo	Rusko	4000	4	4 VVER-1000 (po 1000)
Kursk	Rusko	4000	4	4 RBMK (po 1000)
Sosnovij Bor	Rusko	4000	4	4 RBMK (po 1000)
Palo Verde	USA	3921	3	3 PWR (po 1307)
Yeongkwang	Korea	3900	4	2 PWR (po 950), 2 PWR (po 1000)
Cruas	Francúzsko	3824	4	4 PWR (po 956)
Tricastin	Francúzsko	3820	4	4 PWR (po 955)

Ignalina	Litva	3000	2	2 RBMK (1500 MW)
Civaux	Francúzsko	2900	2	2 PWR (1450 MW)
Gundremmingen	Nemecko	2688	2	2 BWR (po 1344)
Biblis	Nemecko	2525	2	1 PWR (1300), 1 PWR (1225)
Philippsburg	Nemecko	2350	2	1 PWR (1424), 1 PWR (926)
Isar	Nemecko	2347	2	1 PWR (1470)* , 1 PWR (907)
Bohunice	Slovensko	1760	4	4 VVER-440 (po 440)

*Elektrárň Isar 2 vyrába v ostatných rokoch najviac elektrickej energie na svete.

2.3.2 Porovnanie najdôležitejších vlastností základných typov energetických reaktorov

V tab. 2.4 je porovnanie najdôležitejších vlastností energetických reaktorov typu PWR, BWR, BWGR, HTGR, PHWR, LMFBR na úrovni výkonov, zodpovedajúcich čistému výkonu bloku 1000 MWe. Pokiaľ takéto jednotky neboli realizované, sú ich vlastnosti odvodené z najprogresívnejších ukazovateľov skutočne vyprojektovaných jednotiek nižšieho výkonu. Hoci výkonovou charakteristikou jadrového reaktora je jeho tepelný výkon, častejšie sa udávajú elektrické výkony. Tie zahŕňajú ešte vplyv celkovej účinnosti jadrovej elektrárne, ovplyvňovanej ďalšími parametrami jadrového bloku.

Tabuľka 2.4 Porovnanie hlavných charakteristík rôznych typov energetických reaktorov s jednotkovým elektrickým výkonom 1000 MW netto.

Charakteristika	Rozmer	BWGR	PWR	BWR	HTGR	PHWR	LMFBR
Čistá elektrická účinnosť elektrárne	netto	30	33	34	41	31	43
Tepelný výkon	MW	3 340	2 950	2 950	2 440	3 230	2326
Obohatenie paliva	%	1,8	3,0	2,4	4,2	0,7	28
Materiál obálky palivového prútika	-	Zr-Nb	Zry-4	Zry-2	C-SiC	Zry-4	nerez
Max. teplota obálky palivového prútika	°C	-	380	380	800	320	650
Priemer palivového prútika	mm	13,5	10,7	12,5	12,7	15,2	5,8
Priemer palivového článku (kazety)	mm	asi 80	242	155	380	90	150
Tepelné zaťaženie paliva (výkonová hustota)	kWkg ⁻¹	18	40	27	54	20	260
Priemer aktívnej zóny	m	9,6	3,1	4,5	6,7	4,7	2,7
Výška aktívnej zóny	m	7,0	3,7	3,7	6,3	6,3	1,0
Počet kanálov aktívnej zóny	-	1 770	166	678	308	567	325
Zavážka paliva	t	188	74	129	45	160	8
Ekvivalent zavážky v prírodnom uráne	t	590	410	560	360	160	436
Tepelné zaťaženie aktívnej zóny	kW dm ⁻³	6,6	104	51	8,2	11	370
Vyhorenie rovnovážnej zavážky	GJ kg ⁻¹ (GWdt ⁻¹)	1 600 (18,5)	2 850 (33)	2 380 (27,5)	8 600 (100)	860 (100)	8 600 (100)
Ekvivalentné vyhorenie prírodného uránu	GJ kg ⁻¹ (GW dt ⁻¹)	510 (5,9)	520 (6,0)	540 (6,3)	1 080 (12,5)	860 (10)	160 (1,8)
Priemerný konverzný pomer	-	0,6	0,5	0,6	0,6	0,8	1,2
Chladivo	-	H ₂ O var.	H ₂ O tlak.	H ₂ O var.	He	D ₂ O tlak.	Na
Teplota na výstupe z reaktora	°C	284	326	284	760	300	562
Tlak na výstupe z reaktora	MPa	7,0	15,3	7,0	4,8	8,9	0,1
Teplota pred turbínou	°C	280	280	280	510	250	510
Tlak pred turbínou	MPa	6,8	6,8	6,8	17,0	4,1	17,0
Hrubý priemer R.	m	14,0	4,1	6,0	14,0	9,8	22,5
Hrubá výška R.	m	25	12	22	14	8	17
Spôsob výmeny palivových článkov	-	kontin.	kampaň	kampaň	kampaň kontin.	kontin.	kampaň

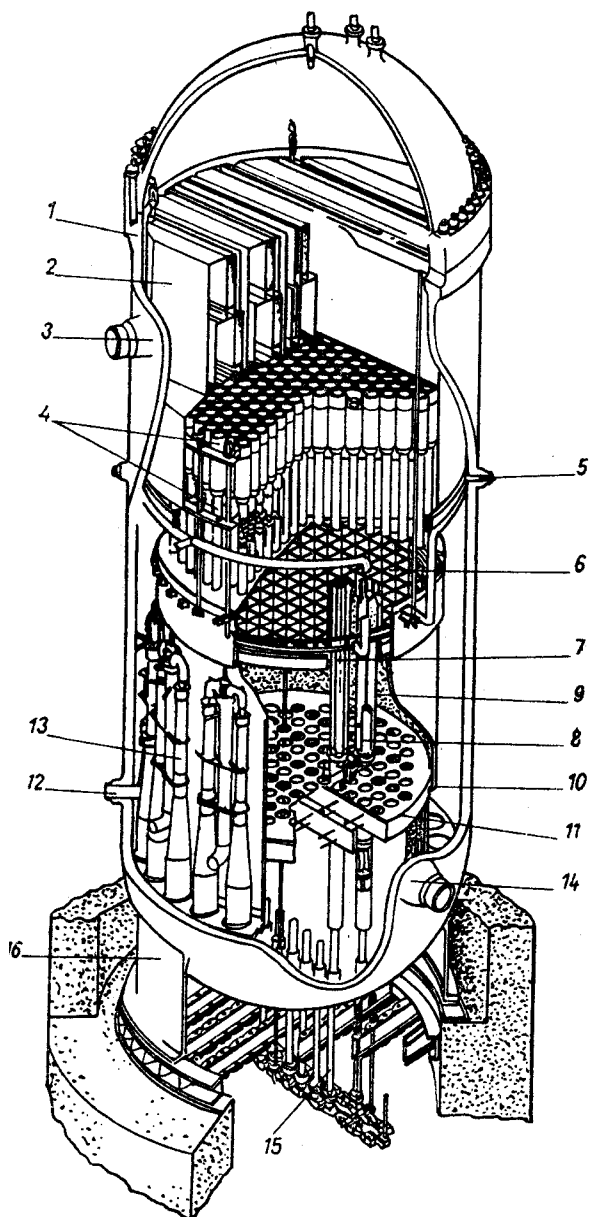
2.4. Ľahkou vodou moderované a chladené reaktory na obohatený urán (LWR)

Vývoj jadrového reaktora pre pohon ponoriek si vyžiadal kompaktné a jednoduché jadrové technológie, kvôli veľkému akčnému rádiu a nemožnosti prestavovať palivové články za plavby na mori s extrémne obohateným palivom pracujúcim bez konverzie (reaktory burnery). Ako najvhodnejší na tento účel bol zvolený ľahkovodný reaktor typu PWR, ktorý bol najprv vyskúšaný na súši (STR Mark I, Arco, Spojené štáty, 1953) a neskôr na prvej jadrovej ponorke (Nautilus, Spojené štáty, 1955). Vývoj na celom svete potvrdil správnosť tohto výberu.

Dnešné energetické reaktory typu PWR vznikali ako stacionárny variant pôvodných transportných, ponorkových reaktorov. Jadrová energetika tak dostala reaktory kompaktné a tak dostatočne lacné, jednoduché a prevádzkovo vysoko spoľahlivé, ktoré však pracujú v palivovom cykle náročnom na uránovú surovinu, ktorá musí byť v každom prípade obohatená. Prvá demonštračná jadrová elektrárňa s tlakovodným reaktorom (Shippingport – 1, Spojené štáty, 1957) potvrdila očakávaný vysoký ekonomický potenciál tohto reaktora pre strednodobú perspektívu jadrovej energetiky a otvorila tak cestu k rozsiahlemu vývoju tohto dnes najrozšírenejšieho energetického reaktora.

Súbežne s týmto vývojom prebiehal aj vývoj ľahkovodných reaktorov varného typu BWR, od ktorých sa očakávalo následkom jednookruhovej schémy ďalšie znižovanie zriaďovacích nákladov jadrových elektrární. Už prvá demonštračná jadrová elektrárňa s varným reaktorom (Dresden -1, Spojené štáty, 1960) však ukázala, že tento typ výrazne ekonomické prednosti nemá, no nie je horší ako elektrárne s tlakovodnými reaktormi. Konkurenčné dôvody spôsobili, že sa vo svete vyrábajú a dodávajú oba druhy ľahkovodných reaktorov. V bývalom ZSSR uviedli do prevádzky demonštračné jadrové elektrárne s tlakovodnými reaktormi (Novovoronež-1, 1964), ako aj s varnými reaktormi (Melekes, 1965). Pretože vývoj varného reaktora kanálového typu BWGR (RBMK) paralelne pokračoval a presvedčili sa, že ekonomický potenciál oboch typov PWR a BWR je porovnateľný, časom sa rozhodli iba pre vývoj reaktora PWR.

V ľahkovodných reaktoroch nemôže byť palivom prírodný urán (multiplikačný faktor nedosahuje hodnotu 1). Použitie obohateného paliva odstránilo fyzikálne limity aktívnej zóny v užšom zmysle. Ľahkovodný moderátor s krátkou migračnou dĺžkou neutrónov natoľko zahustil palivovú mriežku, že sa stalo technicky nemožné vyviesť jednotlivé palivové kanály von z tlakového prostredia aktívnej zóny a umožniť tak kontinuálnu výmenu paliva. Preto bola zavedená kampaňová výmena paliva s horšou palivovou ekonomikou. Ľahkovodné aktívne zóny majú výborné autoregulačné vlastnosti (veľké záporné koeficienty reaktivity teplotné i výkonové), lebo následkom ich kompaktnosti ako moderátor slúži chladivo a moderátor teda sleduje všetky výkonové zmeny parametrov chladiva. Zvyšovanie výkonu vedie k podmoderovávaniu reaktora. V určitých obdobiach kampane sa však musia kompenzovať veľké prebytky reaktivity (na vysoké vyhorenie, na veľké výkonové koeficienty reaktivity). Priestorová kompaktnosť týchto aktívnych zón si vyžiadala veľmi dôsledné vyrovnanie neutrónového toku po celom ich objeme. Spojenie všetkých týchto požiadaviek (kompenzácia veľkých prebytkov reaktivity, vyrovnanie neutrónového toku a zároveň zachovanie záporného výkonového koeficienta reaktivity aj v začiatkových obdobiach kampane) viedlo pri ľahkovodných reaktoroch k veľmi zložitému systému riadenia a kompenzácie pomocou absorpčných tyčí, vyhorievajúcich absorbátorov a rôzneho stupňa obohatenia palivových článkov (pri reaktoroch BWR navyše i pomocou zmien intenzity recirkulácie chladiva).



Obr.3.5

Varný reaktor (BWR) – jadrová elektrárň Peach Bottom–2
(tepelný výkon 3293 MW)

- (1. oceľová tlaková nádoba,
- (2. sušič pary,
- (3. výstup sýtej pary,
- (4. separátory vlhkosti,
- (5. vstup prídavnej vody,
- (6. horná nosná doska,
- (7. palivový článok,
- (8. absorpčná tyč,
- (9. dočasný absorbér,
- (10. plášť aktívnej zóny,
- (11. spodná nosná doska,
- (12. vstup recirkulujúcej vody,
- (13. parovodné ejektory,
- (14. výstup recirkulujúcej vody,
- (15. pohony riadiacich tyčí,
- (16. . podstavce

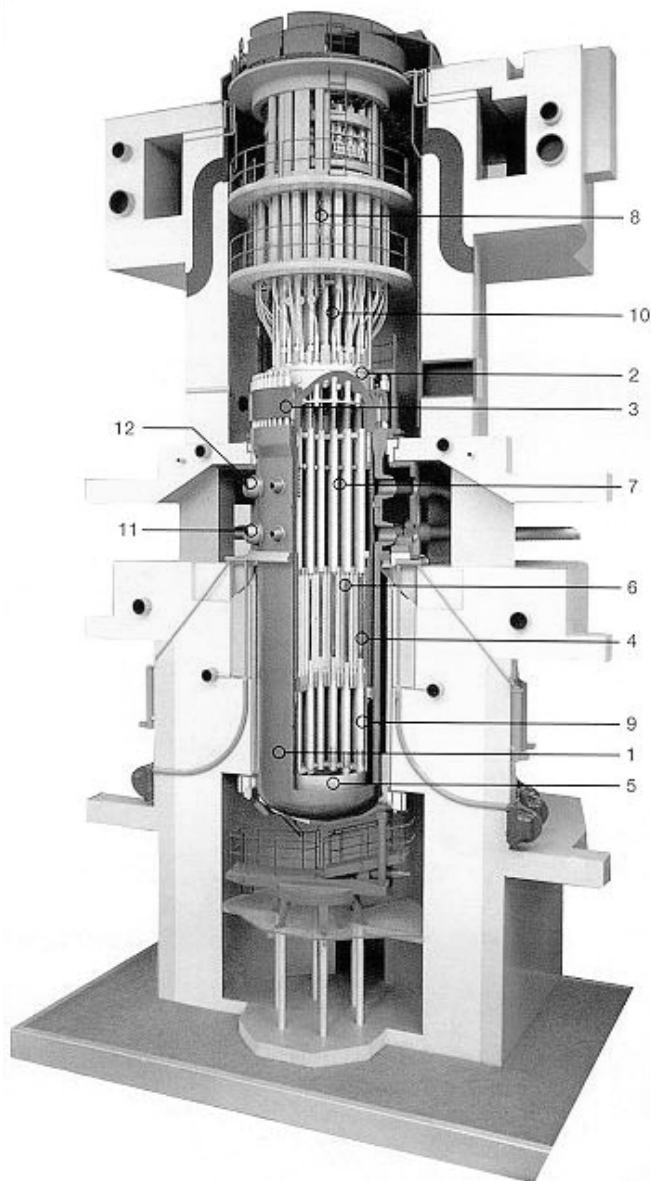
3 Reaktor typu VVER 440

V technickom opise sa zameriame na reaktor VVER-440 typ V-213, nakoľko starší typ V-230 na JE V-1 v Jaslovských Bohuniciach sa má v roku 2006 a 2008 vyradovať z prevádzky. Jadrová elektrárň V-2 je zdokonaleným typom VVER 440 s reaktormi V-213, ktorá sa začala budovať v roku 1976. Technologická schéma a parametre jednotlivých médií sú s malými výnimkami zhodné so susednou elektrárnou V-1. Výrazné rozdiely sa týkajú spôsobu riadenia prevádzky a vybavenia bezpečnostnými systémami. Bezpečnostné zlepšenia sa prejavujú vo vyššej kapacite bezpečnostných systémov, projektovaných na základe 3 x 100 % zálohovanosti, dovybavení kontainmentu systémom potlačenia tlaku pre zvládnutie prípadných havárií so stratou chladiva. Takmer celá technologická časť elektrárne bola dodávkou českých a slovenských podnikov.

Základné údaje o VVER-440, typ V-213 prevádzkovaný v EBO V-2

Tabuľka 3.1

Typ reaktora	VVER 440 V-213, heterogénny, s tepelnými neutrónmi
Chladivo a moderátor	Demineralizovaná voda
Počet reaktorových blokov	2
Inštalovaný výkon elektrárne	2 x 440 MW
Tepelný výkon elektrárne:	2 x 1375 MWt
Začiatok prevádzky:	1984 (3. blok) a 1985 (4. blok)



Aj na týchto blokoch sa postupne uskutočňujú opatrenia na udržanie vysokej bezpečnostnej úrovne. Od začiatku prevádzky sa zrealizovalo niekoľko sto technických úprav zariadení a prvý komplexný program zvýšenia bezpečnosti bol prijatý v roku 1986. V procese zvyšovania bezpečnosti elektrárne V-2 boli ďalšie programy a projekty včlenené do Bezpečnostného konceptu, na základe ktorého budú realizované práce vedúce k zvýšeniu jadrovej bezpečnosti, spoľahlivosti a hospodárnosti prevádzky po dobu ich projektovej životnosti a vytvoreniu podmienok na predĺženie životnosti.

Časť energie z elektrárne V-2 sa od roku 1987 využíva ako teplo na vykurovanie a prípravu teplej úžitkovej vody v krajskom meste Trnava, v obci Jaslovské Bohunice a od roku 1997 aj v mestách Leopoldov a Hlohovec.

Obr. 3.1. Rez zdokonaleným typom VVER 440, reaktorom V 213. (1. tlaková nádoba, 2. veko tlakovej nádoby, 3. voľná príruha, 4. šachta, 5. dno šachty, 6. aktívna zóna, 7. blok ochranných rúr, 8. horný blok, 9. ochranné rúry s tlmičmi, 10. pohony regulačných kaziet, 11. vstupný nátrubok, 12. výstupný nátrubok).

Reaktory typu VVER sú najrozšírenejším typom JE vo svete (viď tabuľka 3.2).

Tabuľka 3.2 – Výskyt reaktorov VVER vo svete.

Štát	Bloky v prevádzke			Bloky vo výstavbe	
	V-230	V-213	V-320	V-213	V-320
<i>Bulharsko</i>	4	-	2	-	-
<i>Česká Republika</i>	-	4	2	-	-
<i>Maďarsko</i>	-	4	-	-	-
<i>Slovensko</i>	2	4	-	2	-
<i>Rusko</i>	4	2	7	-	1
<i>Ukrajina</i>	-	2	10	-	5
<i>Kuba</i>	-	-	-	2	-
<i>Fínsko</i>	-	2	-	-	-
<i>Spolu</i>	10	18	21	4	6
	49			10	

Hlavné nedostatky reaktorov, ktoré boli skonštruované v bývalom ZSSR zhrnuli firmy Tractabel a EdF vo svojej štúdii z roku 1991 do siedmich oblastí:

- integrita primárneho okruhu,
- prístrojové vybavenie,
- analýzy nehôd a PSA analýzy,
- príprava personálu, zovšeobecnenie prevádzkových skúseností,
- požiarna ochrana,
- ochranná obálka.

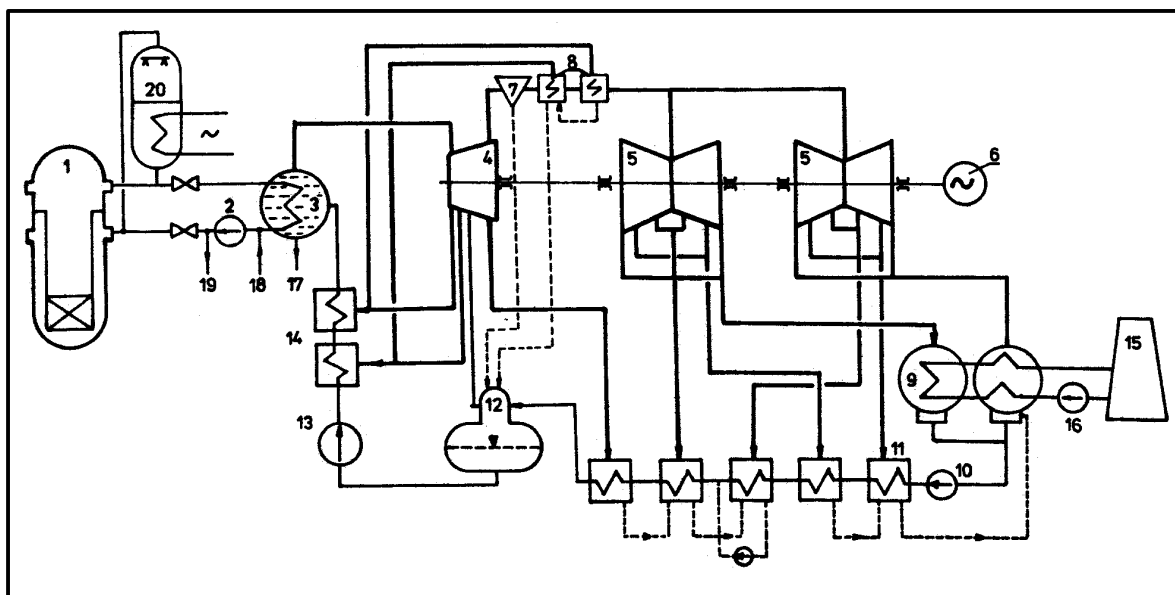
V štúdii bolo viackrát zdôraznené, že existujú značné rozdiely v technickej úrovni JE v stredoeurópskych krajinách (ako CZ, H, SK) oproti VVER blokom v krajinách bývalého ZSSR. V uvedených troch krajinách bolo zrealizovaných množstvo zmien, ktoré priblížili ich VVER bloky v mnohých ohľadoch k západoeurópskym štandardom.

Hlavné odlišnosti oboch typov reaktorov VVER-440, ktoré sú používané aj na Slovensku V-230 a V-213 sú zhrnuté v tab. 3.3. Odlišnosti (i problémy) reaktorov typu VVER vyplývajú najmä v prípade reaktorov VVER 440/230 zo skutočnosti, že boli projektované ešte v 60-tych rokoch.

Tabuľka 3.3 Hlavné projektované odlišnosti reaktorov V-230 a V-213.

Hlavné projektované odlišnosti reaktorov V-230 a V-213		
	V-230 Bloky V-1 EBO	V-213 Bloky V-2 EBO, EMO
<i>MPH (maximálna projektová havária)</i>	únik chladiva prasklinou o ploche 10 cm ²	únik chladiva pri obojstrannom výtoku potrubím PO ϕ 500
<i>Systémy lokalizácie havárie</i>	hermetické boxy s prepúšťacími klapkami do atmosféry, sprchový systém 100 % rezerva	hermetické boxy s barbotážnou vežou (hermetická stavba), sprchový systém 200 % rezerva
<i>Systémy havarijného chladenia</i>	systém VT havarijného dopĺňania chladiva (2 systémy) 100 % rezerva	systém VT havarijného dopĺňania chladiva (2 systémy) 200 % rezerva, hydroakumulátory 100 % rezerva, systém NT- havarijného dopĺňovania chladiva 200 % rezerva
<i>Spôsob el. napájania pri havárii</i>	pokiaľ nie je porucha v el. systéme, zostáva pri pôsobení HO reaktora normálne	pri pôsobení HO I sa odpája napájanie VS od normálneho napájania, spúšťajú sa DG a pomocou automatiky pomocného spúšťania nabiehajú jednotlivé bezpeč. a prev. systémy
<i>Dochladzovanie (HCČ)</i>	bezupchávkové HCČ typu 310 nemajú zotrvačnú hmotu, preto dobiehajú 4 HCČ pri napojení na GVS pri poklese otáčok z 3000 na 1500 za min. (100 s)	dochladzovanie zabezpečené dobehom upchávkových HCČ typu 317 so zotrvačníkom (asi 100 s). Turbíny nemajú na hriadelí GVS
<i>Dozorňa</i>	blok nemá projektovanú záložnú blokovú dozorňu	blok má záložnú blokovú dozorňu
<i>Tlaková nádoba reaktora</i>	radiálne posunutie nátrubkov vstupných a výstupných hrdiel slučiek	nátrubky vstupných a výstupných slučiek zvislo pod sebou. Dodatočné nátrubky na zaústenie havarijného dopĺňovania chladiva
<i>Havarijná ochrana reaktora</i>	Technologické parametre sa sledujú meracími kanálmi vo výberovom zapojení 2 z 3	Technologické parametre sa sledujú meracími kanálmi vo výberovom zapojení 2 x (2 z 3)

Činnosť energetického bloku s VVER-440 a výroba elektrickej energie sa najlepšie vysvetľuje na jeho tepelnej schéme.



Obr. 3.2 Základná tepelná schéma energetického bloku s VVER

(1 – reaktor, 2 – hlavné obehové čerpadlo, 3 – parný generátor, 4 – vysokotlaková časť turbíny, 5 – nízkotlaková časť turbíny, 6 – elektrický generátor, 7 – separátor, 8 – prehrievač, 9 – kondenzátor, 10 – kondenzátorové čerpadlo, 11 – nízkotlakový ohrievač, 12 – deaerátor, 13 – napájacie čerpadlo, 14 – vysokotlakový ohrievač, 15 – chladiaca veža, 16 – kondenzátne čerpadlo, 17 – odber vody sekundárneho okruhu na úpravu, 18 – prívod upravenej vody primárneho okruhu, 19 – odber vody primárneho okruhu na úpravu, 20 – kompenzátor objemu)

4 Jadrové bloky najbližšej budúcnosti

Vývoj jadrovej energetiky vo svete smeruje ku štandardizácii postupov i technológií. Z ekonomického hľadiska je v súčasnosti podiel nákladov na vyvinutie nového typu JE natoľko vysoký, že tento typ je ekonomicky návratný až vtedy, ak sa vybudujú viaceré bloky rovnakého konštrukčného typu. Hlavnou položkou v tomto cenovom náraste sú nové bezpečnostné systémy. Najvýznamnejšou oblasťou sú opatrenia a systémy vedúce k zníženiu pravdepodobnosti tavenia aktívnej zóny (vychádzajúc z aplikácie pravdepodobnostného prístupu hodnotenia bezpečnosti) a riešenie situácií v prípade ťažkých havárií.

S ohľadom na európsku integráciu a približovanie legislatívnych predpisov vychádzajúcich z odporúčaní a príručiek MAAE, sú nové typy reaktorov koncipované tak, aby vyhovovali všetkým podmienkam bezpečnosti a kvality v každej krajine sveta.

Vo svete je v súčasnosti prevádzkovaných 444 blokov jadrových elektrární (JE) v 31 štátoch. V EU-25 je to 150 blokov v 13 krajinách. Vo výstavbe je 31 nových blokov a vo výhlade ďalších 103 (najviac v Číne a Indii po 24 blokoch). Napríklad v Rusku má byť zvýšená kapacita jadrových zdrojov z 20,8 GWe na 49,3 GWe v r. 2020. Jadrová energetika sa podieľa na výrobe elektrickej energie vo svete 17%, v EU 35%. Celkový inštalovaný výkon je 360 GWe (najviac v USA, kde prevádzkujú 104 blokov s výkonom 98 GWe). V 56 krajinách sa naviac prevádzkuje 284 výskumných reaktorov. Napriek výraznému spomaleniu výstavby nových blokov v 90-tych rokoch, výroba elektrickej energie z JE rastie najmä z nasledujúcich dôvodov:

1. Zvyšovanie výkonu JE nad pôvodnú projektovú úroveň (napr. vo Fínsku až o 23%).
2. Zvyšovanie spoľahlivosti prevádzky modernizáciou, optimalizáciou údržby a znižovaním (skracovaním) plánovaných i neplánovaných odstávok blokov.
3. Predlžovaním životnosti blokov nad pôvodnú projektovanú dobu.
4. Vysoké inštalované výkony nových blokov.

Vo svete sú najrozšírenejšie ľahkovodné reaktory (LWR), ktoré predstavujú približne 80% všetkých prevádzkovaných reaktorov (z toho tlakovodných PWR je 59% a varných BWR 21%). Záujemcom o výstavbu nových JE sa v súčasnosti ponúkajú projekty tzv. Generation III+. Vyberať je možné medzi tlakovodnými reaktormi AP 600 a AP 1000 (Westinghouse), EPR (Framatome ANP), VVER 1000 (Atomstrojexport) a varnými reaktormi SWR 1000 (Framatome ANP – Siemens), ABWR (General Electric) a BWR 90+ (Westinghouse Atom).

Víťazom tendra na výstavbu 5. fínskeho bloku sa stal francúzsko-nemecký EPR s výkonom 1600 MWe. Od roku 2005 je vo výstavbe a jeho spustenie do prevádzky sa očakáva okolo roku 2011.

Na zabezpečenie ďalšieho rozvoja jadrovej energetiky je potrebné zaistiť:

- nové projekty s vysokou technickou úrovňou postavenou na nových poznatkoch základného výskumu,
- zjednotenie medzinárodnej legislatívy pre bezpečnú prevádzku JE,
- šírenie objektívnych informácií o jadrovej energetike smerom k verejnosti,
- akceptovateľné doriešenie otázky skladovania a konečného uloženia vyhooreného paliva ako aj likvidácie jadrovo-energetických zariadení (JEZ) po skončení prevádzky,
- jadrovo-energetického know-how výchovou nových odborníkov.

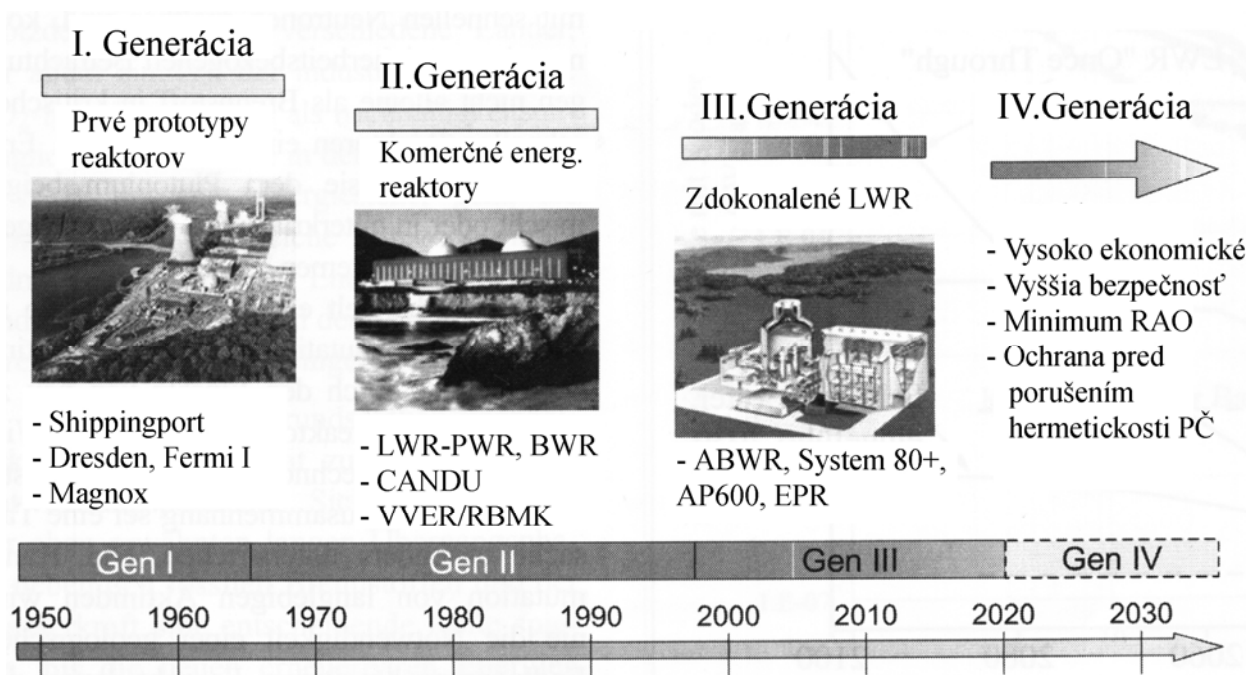
Najefektívnejším prístupom k zvyšovaniu jadrovej bezpečnosti JE je v súčasnosti vývin pokročilých typov reaktorov na úrovni Generation IV. Tento prístup vychádza z obmedzených možností ďalšieho zvyšovania bezpečnosti predchádzajúcich projektov, ktorým sa venovala rozsiahla pozornosť v posledných 20 rokoch. Výsledky výskumu za posledné roky otvorili reálnu možnosť skonštruovať JE, kde by boli následky aj tých najnepravdepodobnejších havárií, akým je tavenie aktívnej zóny, bez závažných vplyvov na životné prostredie. Výskum v oblasti jadrovej bezpečnosti by sa mal teda zamerať na nasledovné oblasti:

- Obmedziť maximálny výkon pri havarijných udalostiach

- Prevádzka s podkritickým reaktorom
- Zakomponovanie inherentných prvkov, ktoré obmedzia výkon na 100% nominálnej úrovni vo všetkých režimoch
- Inherentné odstavenie reaktora
- Použiť pasívny odvod zvyškového tepla po odstavení reaktora
 - Bez zásahu operátora alebo špeciálnych systémov
- Používať robustný chladiaci systém reaktora
 - Využívať najmä prirodzenú cirkuláciu chladiva
 - Používať chladivá s vyššou tepelnou kapacitou
 - Zvýšiť množstvo chladiva na jednotku výkonu
- Znížiť výkonovú hustotu v AZ
 - Zvýšenie tolerancie reaktora na zmeny výkonu
- Zmenšenie počtu komponentov v PO a SO
- Používať zdokonalené materiály
 - Použitie materiálov s vyššou tepelnou kapacitou
 - Použitie moderátora, chladiva a vnútroreaktorových materiálov, ktoré nereagujú s vodou alebo vzduchom
- Reaktor musí mať zápornú spätnú väzbu
- Používať dva nezávislé a rozdielne systémy AO
- Zvýšiť ochranu tlakovej nádoby pred krehnutím
- Používať zdokonalený systém kontajneru
- Reaktor prevádzkovať pri nižších tlakoch ako dnešné
- Reaktor prevádzkovať s minimálnym prebytkom reaktivity v AZ
- Zabezpečiť dostatok chladiva vnútri kontajneru
- Prevádzkovať reaktor bez rozpustných neutrónových absorbérov
- Zvýšiť pasívnosť odstavenia reaktora
 - Bez zásahov automatík, a bez dodávky elektrickej energie
- Použiť taký projekt reaktora, ktorý vopred vylúči havarijnú udalosť, ktoré by inak museli byť uvažované - napríklad vystrelenie riadiacej kazety.

4.1 Reaktory Generation-IV

Záujem o dostupnosť energetických zdrojov, čistotu ovzdušia, nízkych vplyvov na klimatické podmienky a ich zmeny, ako aj o vyššiu bezpečnosť elektrární poukazuje na dôležitosť jadrových elektrární. Toto všetko je dosiahnuteľné v jadrovej energetike. Takto ďaleko sme sa dostali v troch generáciách jadrových reaktorov a je možné sa dostať ešte ďalej (zvýšiť bezpečnosť prevádzky, nevplyvať, alebo len veľmi málo vplyvať na klimatické zmeny) za pomoci novovzniknutej štvrtej generácie jadrových reaktorov, ktorá je zatiaľ v štádiu svojho výskumu ako aj čiastočnej prevádzky.



Obr. 4.1 Evolúcia jadrových reaktorov

Energetické jadrové reaktory z hľadiska vývoja rozdeľujeme do nasledujúcich skupín:

Prvá generácia: Prvá generácia jadrových reaktorov bola predstavená v rokoch 1950 – 1970 a zahŕňala prvé prototypy reaktorov ako Obninsk v ZSSR, Shippingport, Dresden, Fermi 1 v USA alebo Magnox reaktory v Anglicku.

Druhá generácia: Druhá generácia zahŕňala komerčné reaktory postavené v rokoch 1970 – 1990 známe ako LWR - ľahkovodné reaktory s obohateným uránom zahŕňajúce PWR – tlakovodné reaktory a BWR – varné reaktory. V Kanade to boli CANDU reaktory, inak známe ako ťažkovodné reaktory, alebo reaktory moderované a chladené ťažkou vodou. V Rusku sa najčastejšie používali PWR reaktory VVER-440 a VVER-1000 a varný kanálový RBMK-1000.

Tretia generácia: Tretia generácia sa začala rozvíjať v 90-tych rokoch, kedy bol zostavený pokročilý ľahkovodný reaktor (ALWR) a pokročilý varný reaktor (ABWR) a Systém 80+. Tie boli primárne postavené vo východných ázijských krajinách. Očakáva sa, že nové typy týchto reaktorov by mali byť postavené v rokoch 2010 – 2030. Patria sem pokročilý pasívny reaktor AP600 a AP1000, ako aj reaktory EPR alebo VVER-640).

Štvrtá generácia: Kým druhá a tretia generácia jadrových elektrární produkuje ekonomickú, a verejne prijateľnú elektrinu, nasledujúca generácia jadrových reaktorov môže rozšíriť všetky obzory a využitie jadrovej energie. Zaradenie štvrtej generácie reaktorov do prevádzky sa plánuje okolo roku 2030. Táto generácia by mala spĺňať nasledujúce úlohy:

- ekonomická výhodnosť,
- bezpečnosť,
- minimálna produkcia RAO,
- minimálny vplyv na ŽP.

4.2 Európsky tlakovodný reaktor

Európsky tlakovodný reaktor (EPR) bol vyvinutý v spolupráci Francúzska a Nemecka na základe zmluvy medzi spoločnosťami Framatome, Siemens KWU a EdF-CNEN. Na začiatku spolupráce spoločne definovali požiadavky na smerovanie vývoja EPR, ako koncepcie budúcej

generácie jadrových elektrární vychádzajúcej z osvedčených tlakovodných reaktorov a najnovších poznatkov. Základnými východiskami sa stali:

1. preferovanie vývojovej koncepcie vychádzajúcej z praktických prevádzkových skúseností,
2. zvyšovanie bezpečnosti, zamerané najmä na zníženie pravdepodobnosti tavenia aktívnej zóny reaktora a zvýšenie pevnosti kontajneru,
3. prísnejšie prevádzkové podmienky a limity týkajúce sa:
4. radiačnej ochrany,
5. údržby,
6. vplyvu ľudského faktora.

Projekt EPR má charakter zdokonalenej koncepcie reaktora typu PWR, v ktorom boli implementované niektoré revolučné technické riešenia pre maximálne možné zvýšenie bezpečnosti prevádzky jadrových elektrární. Ťažisko spočíva v zabudovaní čo najväčšieho množstva inherentných prvkov bezpečnosti.

Práce na EPR sa postupne rozbiehali od roku 1993. Koncom roka 1997 bola dokončená základná vývojová fáza a všetky informácie potrebné pre predbežné bezpečnostné a spoľahlivostné analýzy boli skompletované a spracované. V súčasnosti je projekt EPR pripravený ako ponuka na medzinárodný trh.

4.2.1 Základné technické charakteristiky EPR

Porovnanie základných technických parametrov EPR s reaktormi typu PWR, z ktorých vývojovo najviac čerpal

Tabuľka 4.2

Typ jadrovej elektrárne	N4 (Framatome)	KONVOI (Siemens)	EPR
<i>Tepelný výkon (MW)</i>	4250	3850	4900
<i>Elektrický výkon (MW)</i>	1475	1400	1750
<i>Počet slučiek PO</i>	4	4	4
<i>Počet palivových kaziet v AZ</i>	205	193	241
<i>Spôsob usporiadania paliva v AZ</i>	(17x17)-25	(18x18)-24	(17x17)-25
<i>Aktívna dĺžka paliva</i>	427	390	420
<i>Celková dĺžka palivových kaziet</i>	480	483	480
<i>Lineárne výkonové zaťaženie palivového prútika ($W \cdot cm^{-1}$)</i>	179	163	178,6
<i>Počet regulačných kaziet</i>	73	61	89
<i>Prietok chladiva cez AZ ($kg \cdot s^{-1}$)</i>	19714	18800	23148
<i>Teplota na výstupe z reaktora ($^{\circ}C$)</i>	329,1	324,5	330,2
<i>Teplota na vstupe do reaktora ($^{\circ}C$)</i>	292,1	292,5	292,8
<i>Teplovýmenná plocha PG (m^2)</i>	7308	5400	8171
<i>Tlak pary (bar)</i>	72,5	64,5	74,6

4.2.2 Aktívna zóna reaktora

Aktívna zóna EPR obsahuje 241 palivových kaziet (typ 17 x 17) s maximálnym obohatením 4,9 % ^{235}U . Na zvýšenie vyhorenia sa uvažuje s použitím vyhorievajúceho absorbátora. Vyhorenie dosahuje hodnoty okolo 60 000 MWdní . tTK⁻¹ (ťažkého kovu). Regulačné kazety umožňujú použiť až 50 % MOX paliva v aktívnej zóne. Dĺžka palivovej kampane je 24 mesiacov. Celková pravdepodobnosť tavenia aktívnej zóny reaktora je menšia ako 10⁻⁵ na rok.

4.2.3 Prevádzkové charakteristiky

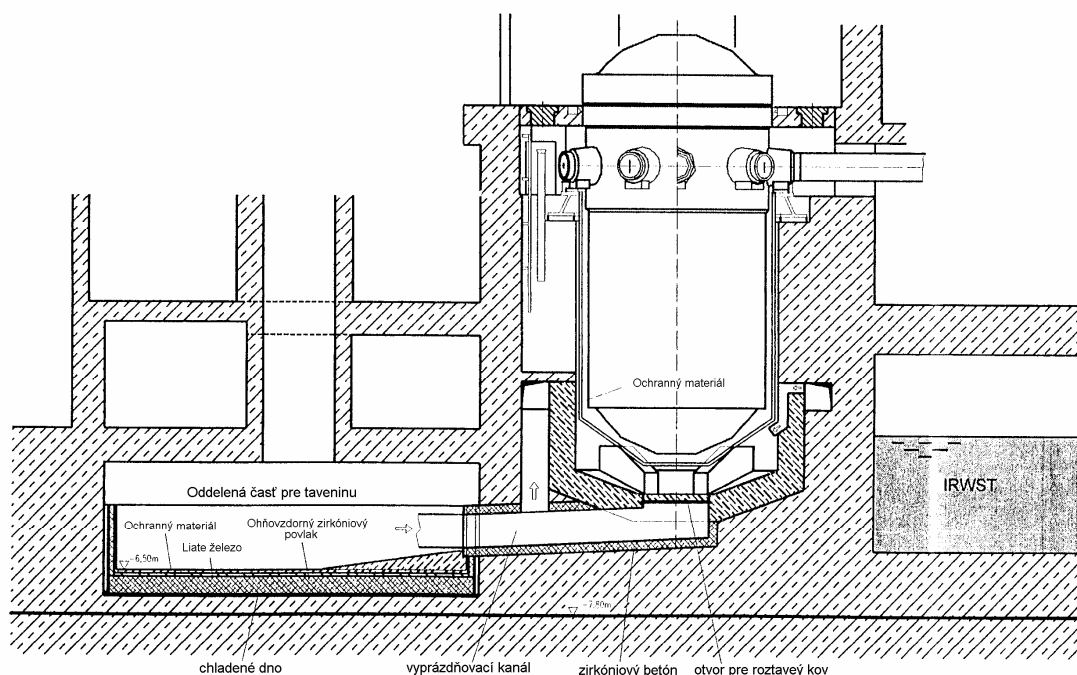
Prevádzka jadrovej elektrárne typu EPR je odporúčaná v rozmedzí 60 až 100 % nominálneho tepelného výkonu.

- plánovaná životnosť elektrárne je minimálne 40 rokov (60 rokov pre nevymeniteľné časti),
- priemerná prevádzkyschopnosť je > 89 % (OF-faktor),
- priemerné plánované odstávky < 35 dní . rok⁻¹,
- priemerné neplánované odstávky < 5 dní . rok⁻¹.

4.2.4 Zaistenie bezpečnostných systémov

Bezpečnostné systémy sú rozdelené do štyroch nezávislých trás, ktoré sú umiestnené v oddelených častiach budov v dôsledku minimalizovania interných rizík. Tento princíp je použitý pri elektrických, radiacích a kontrolných častiach ochranných systémov. Pre EPR sú použité štyri nezávislé vetvy a rešpektuje sa kritérium $n + 2$, čo znamená, že tieto systémy spĺňajú svoju úlohu aj pri výpadku prvej a nezpracovaní druhej vetvy. S touto schopnosťou, za predpokladu štvorvetvovej koncepcie, bude možné uskutočňovať preventívnu údržbu počas prevádzky jadrovej elektrárne. V čase prevádzky je radiačné zaťaženie servisného personálu malé a práca môže byť vykonaná bez hrozby predčasného odstavenia reaktora. Toto je dôležité najmä pre opravy núdzových dieselových generátorov.

Pre niektoré bezpečnostné systémy len s dvoma trasami (napr. chladenie bazénu výmeny paliva) sú určené špeciálne podmienky.



Obr. 4.2 Konceptia šírenia a stabilizácia pri tavení aktívnej zóny reaktora

Počas prevádzky musí byť zabezpečená tesnosť kontajneru. Ventilačný systém kontajneru je vybavený chladiacim systémom vzduchu a zariadením na filtrovanie aerosólov.

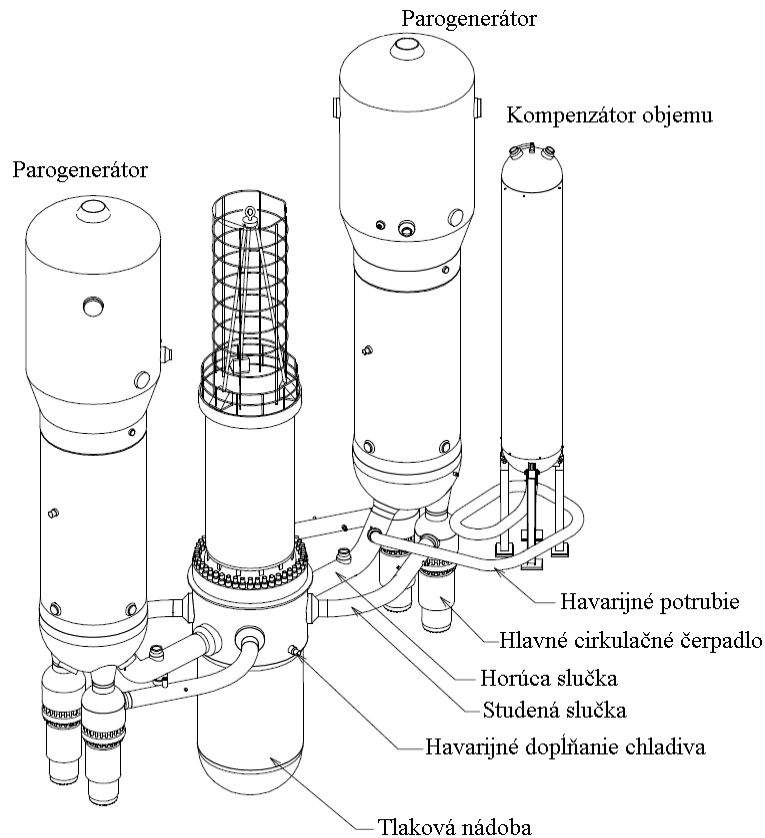
4.4. Reaktor typu AP1000

Reaktor typu AP1000, navrhnutý spoločnosťou Westinghouse, vychádza z koncepcie tlakovodných reaktorov PWR a radí sa medzi reaktory generácie 3+. Najväčšou prednosťou tohto typu reaktora je využitie pasívnych bezpečnostných prvkov a rozsiahlych konštrukčných zjednodušení [9]. Primárny okruh pozostáva z dvoch chladiacich slučiek, pričom každá slučka obsahuje jeden parogenerátor, dve hlavné cirkulačné čerpadlá, jednu horúcu a dve studené slučky pre lepšiu cirkuláciu chladiva medzi reaktorom a parogenerátorom (obr.4.3). Základné parametre sú zobrazené v tab. 4.3. Dve veľké rozvojové krajiny vo svete, Čína a USA, už plánujú výstavbu reaktorov AP1000. Čína plánuje postaviť a uviesť do prevádzky 4 bloky do konca roku 2015.

Základné parametre AP1000.

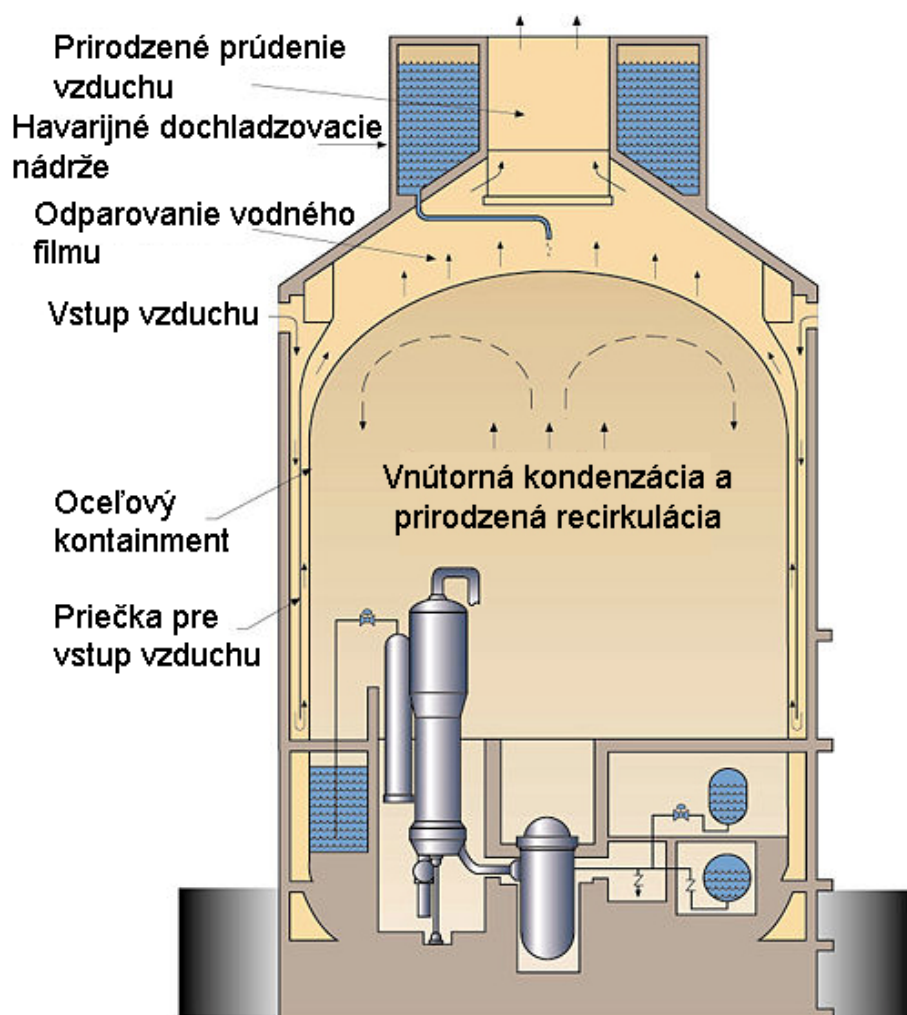
Tabuľka 4.3

El. výkon [MWe]	1117
Tep. Výkon [MWt]	3400
Počet PČ	157
Typ PČ	17x17
Dĺžka palivového stĺpca [m]	4,3
Teplota chladiva na výstupe [°C]	321
Prietok chladiva [$10^3 \text{ m}^3/\text{hod}$]	68,1
Frekvencia poškodenia AZ	$5 \cdot 10^{-7}$



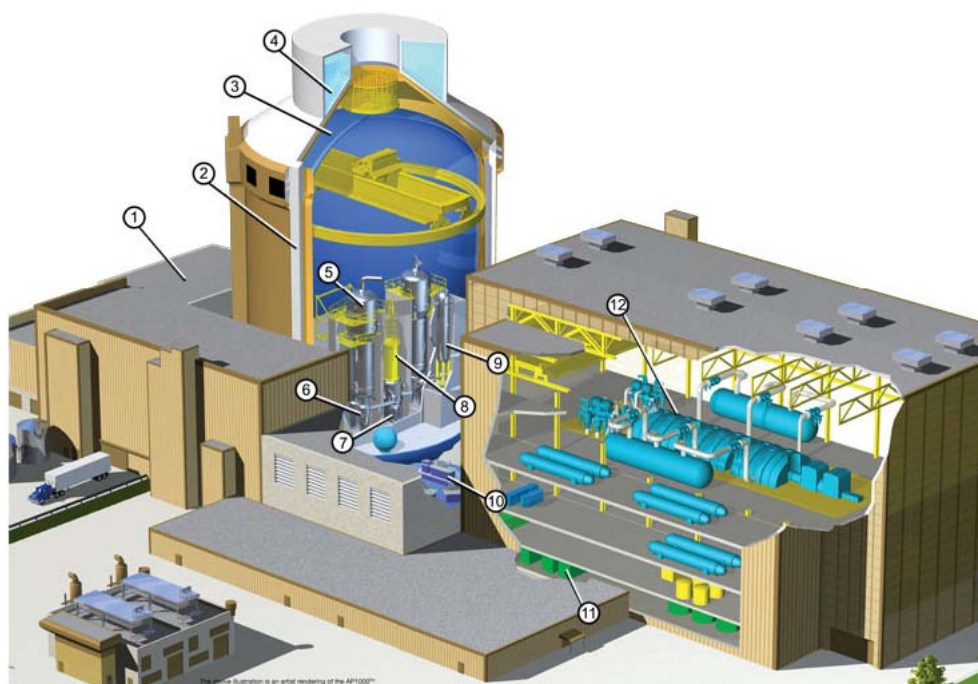
Obr. 4.3 Primárny okruh AP1000.

Reaktory typu AP1000 (prípadne skôr navrhnutý model AP600) sa od ich predchodcov PWR líšia najmä zvýšenou bezpečnosťou, pridržajúcej sa zjednodušeného bezpečnostného konceptu: „V prípade úniku chladiva (LOCA) bezpečne odstaviť reaktor a zabezpečiť núdzové dochladenie reaktora i AZ bez použitia akýchkoľvek čerpadiel“. Z tohto dôvodu sú nad celým primárnym okruhom, v oblasti pasívneho (betónového) kontajneru vybudované nádrže s chladiacou kvapalinou (vodou, obr. 4.4). Týmto riešením sa racionálne znížil počet sekundárnych bezpečnostných zariadení i ostatných komponentov, ako aj celkové náklady na výstavbu.



Obr.4.4 Pasívny chladiaci systém reaktora AP1000.

Všetky základné primárne časti sú uložené v kontajmente. Ten tvorí vnútorná oceľová konštrukcia, zabezpečujúca ochranu proti rádioaktívnym únikom do okolitého prostredia a vonkajšia betónová stavba, slúžiaca ako ochrana proti vonkajším útokom. Obe budovy sú postavené na rovnakom, seizmicky zodolnenom základe. Základná schéma elektrárne je zobrazená na obr.4.5.



1	Zóna skladovania paliva	7	Reaktor
2	Betónová ochranná stavba	8	Pohony HRK a ostatné bezp. systémy
3	Oceľový kontainment	9	Kompenzátor objemu
4	Pasívny kontainment s vodnými nádržami	10	Velín
5	Parogenerátor	11	Čerpadlá kondenzátu
6	Hlavné cirkulačné čerpadlo	12	Turbína

Obr. 4.5 Schematické zobrazenie JE s reaktorom AP1000.

4.5. Reaktor typu VVER-1000

Tento typ reaktora bol navrhnutý v rokoch 1975 – 1985 a vychádza z koncepcie reaktorov VVER-440. Samotný prechod od reaktora VVER-440 k reaktorovi VVER-1000 neprináša len zvýšenie výkonu, ale i celú škálu kvalitných zmien v konštrukcii primárneho i sekundárneho okruhu. Medzi základné zmeny v primárnej časti jadrovej elektrárne patrí:

- použitie ochrannej obálky pre PO,
- menší počet slučiek PO,
- odlišná konštrukcia PČ,
- použitie klastrovej regulácie,
- použitie lineárnych krokových motorov pre pohon HRK,
- seizmické z odolnenie PO,
- vyššia dynamika prevádzky reaktora,
- dokonalejšie riešenie prvkov tlakovej nádoby a operného systému AZ.

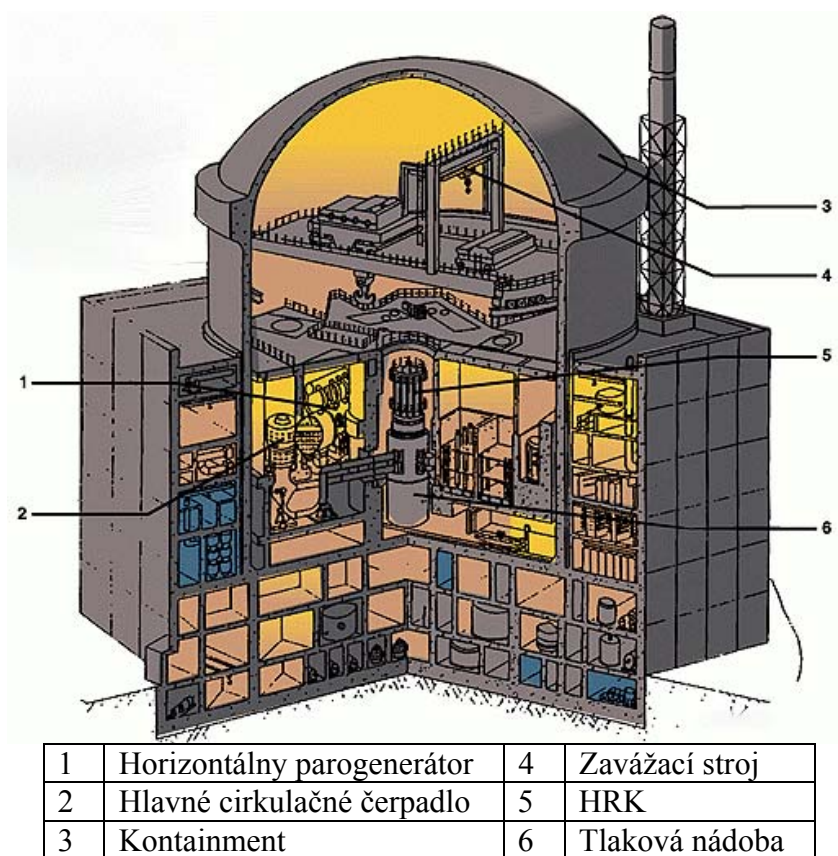
Uvedené zmeny vedú ku kvalitnému zlepšeniu reaktora. Viac než dvojnásobné zvýšenie výkonu reaktora VVER-1000 oproti reaktorovi VVER-440 bolo dosiahnuté zvýšením

priemeru tlakovej nádoby z 3 840 mm na 4 535 mm a jej hmotnosti z 536 t na 798 t. Tlaková nádoba bola pritom skrátená približne o 500 mm.

Základné charakteristiky reaktorov VVER1000.

Tabuľka 4.4

El. Výkon [MWe]	1000
Tep. výkon [MWt]	3000
Počet PČ	163
Počet PČ s regulačnými súbormi	61
Počet PP	311
Počet reg. súborov v PČ	18
Obohatenie ²³⁵ U [%]	2,4-4,4
Dĺžka palivového stĺpca [m]	3,53
Teplota chladiva na vstupe [°C]	291
Teplota chladiva na výstupe [°C]	321
Tlak v PO [MPa]	15,7
Prietok chladiva [m ³ /hod]	86000



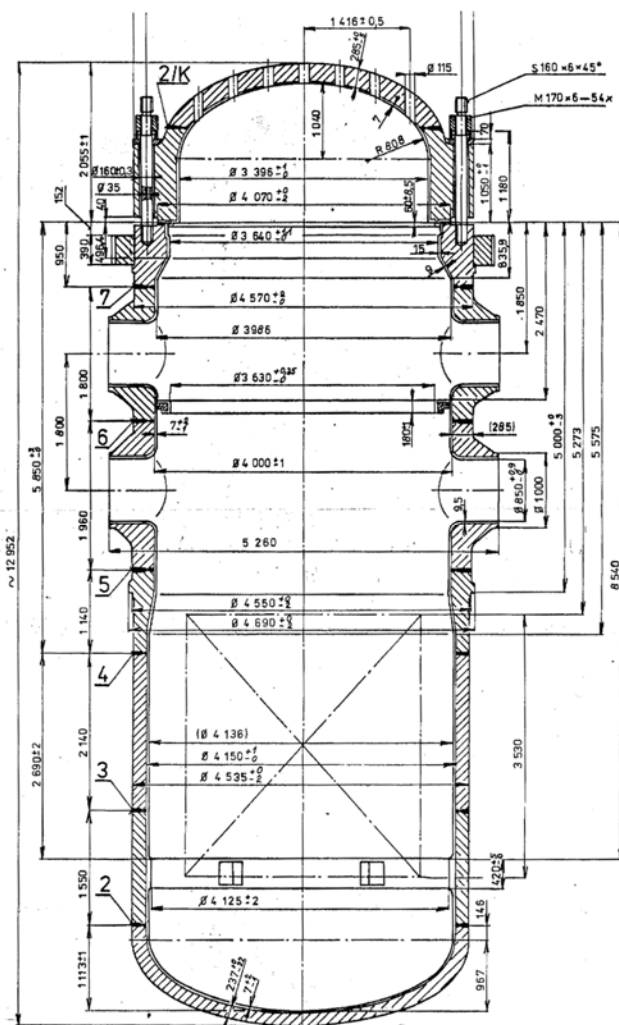
Obr.4.6 Koncepcia JE s VVER-1000/320.

Pre havarijné dochladzovanie reaktora a zníženie tlaku v hermetickej obálke slúži havarijný systém, ktorý obsahuje nádrže systému havarijného dochladzovania AZ, nádrže zásoby kyseliny boritej, sprchové čerpadlá havarijného dochladzovania a ďalšie komponenty.

Technologická schéma reaktorového oddelenia zahrňuje rad podsystemov, z ktorých k najdôležitejším patrí:

- podsystem reaktorového zariadenia,
- podsystem napájania PO,
- podsystem zberu organických únikov z PO,
- podsystem kondenzátu,
- podsystem odvetrávania plynov,
- podsystem spaľovania vodíka,
- podsystem havarijného dochladzovania reaktora a znižovania tlaku v hermetických priestoroch PO,
- podsystem ochladzovania bazénu skladovania,
- podsystem parovodov a napájacej vody,
- podsystem čistenia vody v PO.

Reaktor VVER-1000 je heterogénny, tlakovodný, energetický reaktor (obr.4.7), v ktorom sa využíva štiepna reakcia vyvolaná tepelnými neutrónmi. Na vnútornej strane horného hrdlového prstenca je navarený rozdeľovací krúžok, ktorý oddeľuje prúd horúceho chladiva vystupujúceho z AZ od prúdu chladiva studeného, vstupujúceho do AZ.

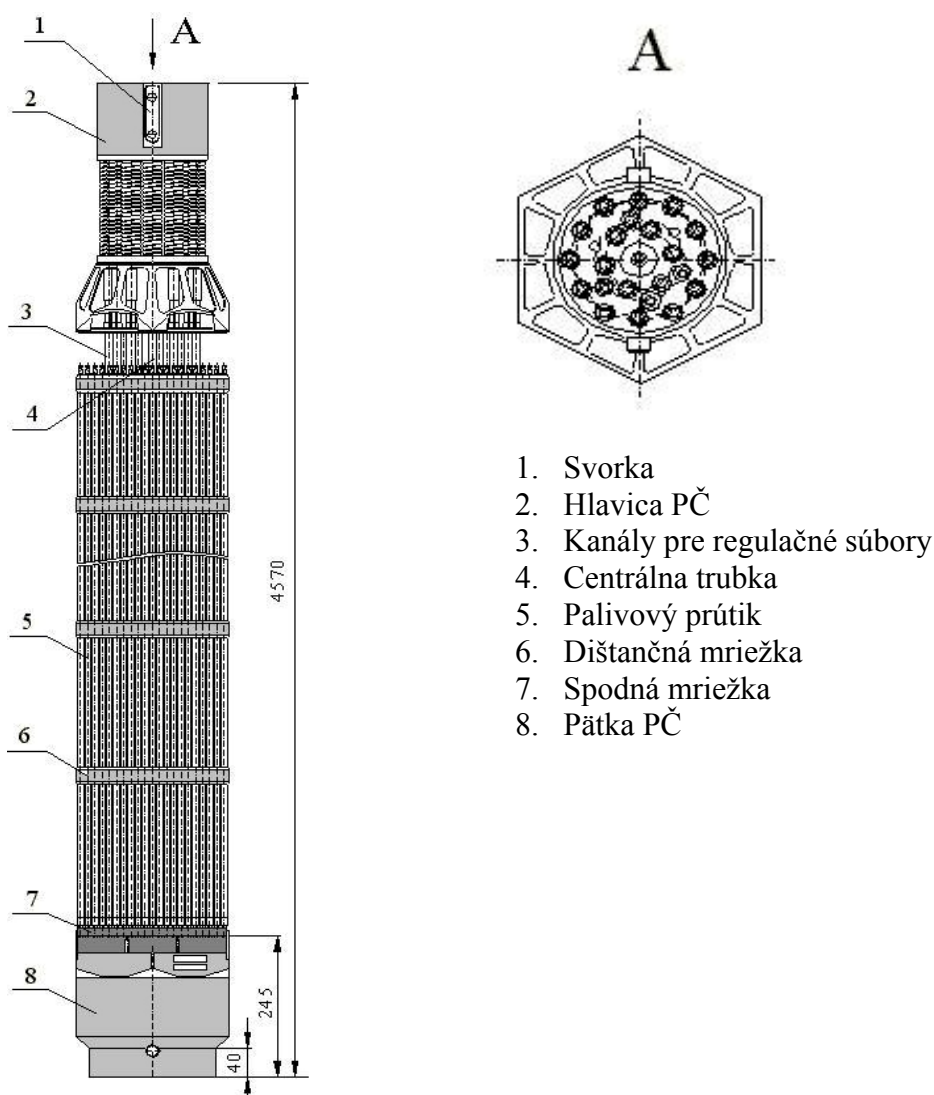


Obr.4.7 Tlaková nádoba VVER-1000.

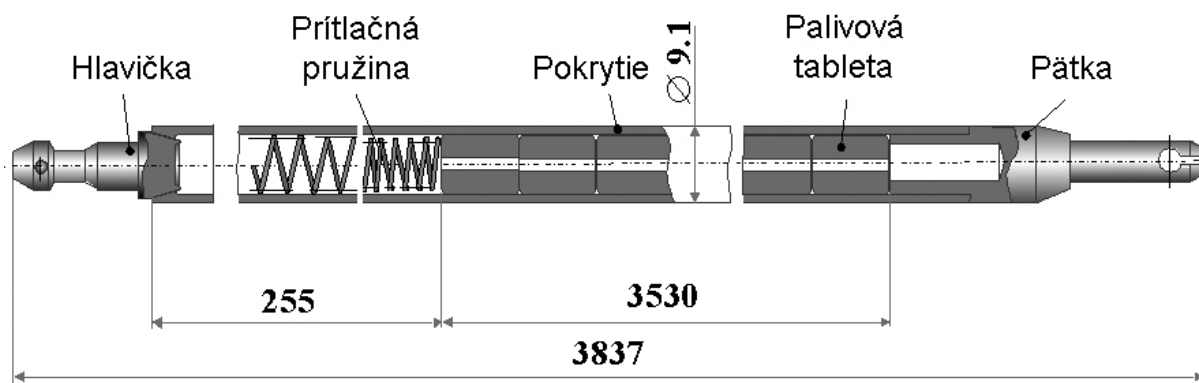
Vnútný povrch tlakovej nádoby reaktora VVER-1000 je vybavený nerezovou výstelkou. Teleso tlakovej nádoby sa vstavuje a istí na nosný rám betónovej šachty reaktora nosným nákrúžkom. Vo vnútri telesa je upevnený nosný plášť reaktora (šachta reaktora), ktorý je centrován rozdeľovacím prstencom. V dolnej časti je nosný plášť fixovaný do nádoby pomocou konzol a pier.

Nosný plášť patrí svojou funkciou medzi vnútroreaktorové časti. Je to valcovitá nosná konštrukcia, ktorá je zavesená na osadení tlakovej nádoby. Na svojom spodnom konci je uzatvorená eliptickým dnom, v ktorom sú vstavané a upevnené opierky pre palivové súbory. V hornej časti je nosný plášť perforovaný sústavou otvorov, ktorými chladivo pre prejde aktívnou zónou prúdi k výstupným hrdlám tlakovej nádoby. V nosnom plášti je umiestnený plášť AZ, ktorý obklopuje AZ a bráni parazitným prietokom chladiva.

Reaktor VVER-1000 je vybavený dvoma nezávislými systémami riadenia reaktivity reaktora. Podobne ako u reaktora VVER-440 sú použité dva princípy: riadenie pomocou HRK a zmenou koncentrácie kyseliny boritej v chladive.



Obr.4.8 Príklad PČ pre VVER-1000.



Obr.4.9 Príklad PP pre VVER-1000.

Prvý skúšobný blok VVER-1000/V187 sa stal piatym blokom JE Voronež. Podľa skúseností boli postavené v bývalom sovietskom zväze 4 bloky upraveného typu V302, ktoré už mali kontainment. Neskôr bol tento typ ďalej rozvíjaný a zlepšovaný a dostal označenie VVER-1000/V320. V súčasnosti sa vo svete nachádza 28 blokov v piatich krajinách: Rusko – 9, Ukrajina – 13, Bulharsko – 2, Česká Republika – 2, Čína – 2 a vo výstavbe je ďalších 5 blokov: Rusko – 2, India – 2, Irán – 1. Prevažným dizajnérom reaktorov VVER-1000 je ruská spoločnosť OKB Hidropress, avšak v súčasnosti sa dizajnu i výrobe týchto typov reaktorov venuje aj americká spoločnosť Westinghouse, ktorá sa podieľala na výstavbe JE v Temelíne v Českej Republike.

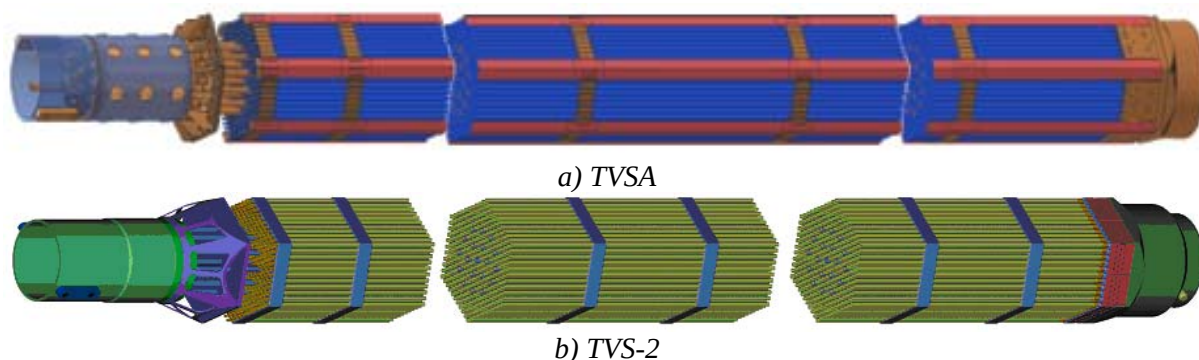
Najväčším dizajnérom, výrobcom a dodávateľom jadrového paliva pre reaktory typu VVER-1000 (ako aj celkovo pre ruské typy jadrových reaktorov) je spoločnosť TVEL so sídlom v Moskve (tabuľka 4.5). V súčasnosti sú najpoužívanéjšie PČ typu TVSA (navrhnuté firmou OKMB) a TVS-2 (navrhnuté firmou OKB Hidropress), vid' obr.4.10. Nová konštrukcia oboch typov PČ zaručuje celkovú geometrickú stabilitu počas celej doby prevádzky (maximálny ohyb je 7 mm).

Vývoj PČ pre reaktory VVER-1000.

Tabuľka 4.5

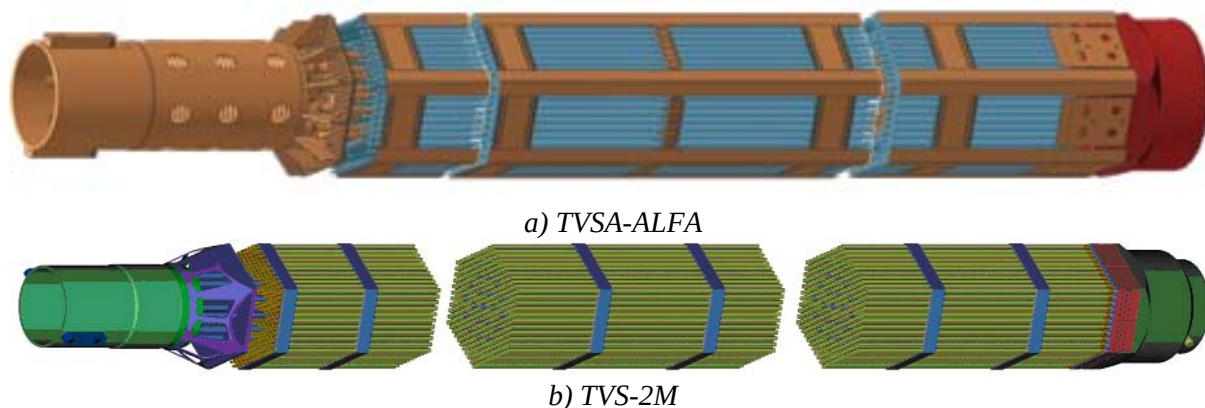
Zavedenie do prevádzky [rok]	pred 1997	1998-2000	1998	2003	2006	
Typ PČ	TVS	UTVS	TVSA	TVS-2	TVSA-ALFA	
	(TVS-M)				TVS-2M	
Typ palivového zväzku	DBA	U-Gd	U-Gd		U-Gd	
Obohatenie ²³⁵ U [%]	4,31	3,77	~4,26		4,83	4,88
Vyhorenie [MWd/kgU]	49	49	55		68	
Palivový cyklus [roky]	3	3	4	3	5	3

	TVSA, TVS-2
Palivový cyklus	4x320, 5x310, 3x480÷510
Dĺžka pal. Cyklu	3 ÷ 5
Schopnosť opätovného zavedenia	310 ÷ 510
Vyhorenie [MWd/kgU]	
pre 4 ročný cyklus	55
pre 5 ročný a 18 mesačný cyklus	68



Obr.4.10 Príklady PČ pre VVER-1000 používané v súčasnosti.

Vývoj v oblasti PČ pre VVER-1000 sa však nezastavil a pokračuje ďalej. Oba staršie typy prešli mnohými zmenami, aby tak mohli byť nahradené PČ novej generácie: TVSA-ALFA a TVS-2M (obr.4.11). Prvý typ TVSA-ALFA je v súčasnosti zavádzaný do prevádzky JE Kalinin v Rusku. Druhý typ TVS-2M sa zavádza do prevádzky JE Balakovo taktiež v Rusku. Hlavné zmeny boli vykonané najmä v samotnej konštrukcii článkov, zavedením špeciálnych debris filtrov na spodku PČ, slúžiacich ako ochrana proti vniku mechanických častí do priestoru PČ. Veľmi podstatnou zmenou bolo zavedenie anti-vibračných dištančných mriežok, zabráňujúcim ohnutiu PP, či špeciálnych dištančných mriežok, tzv. „mixing grids“, umožňujúcich lepšiemu prúdeniu chladivo vo vnútri PČ. Nová konštrukcia hlavíc PČ umožňuje nielen lepšie uchytenie PČ v hornej časti AZ, ale aj lepšie meranie teplôt.



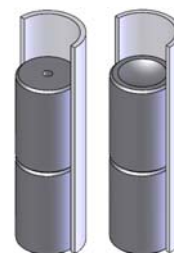
Obr.4.11 Príklady novej generácie PČ pre VVER-1000.

Zmeny prebehli aj v samotnom jadrovom palive (tabuľka 4.7). Pre oba typy PČ bol zväčšený obsah paliva do ako aj obohatenie na 4,95% ^{235}U . To bolo dosiahnuté najmä znížením hrúbky zirkóniového pokrytia o 0,08 mm, zväčšením vonkajšieho priemeru tablety o 0,2 mm ako aj odstránením centrálného otvoru v tablete.

Zmeny v jadrovom palive pre VVER-1000.

Tabuľka 4.7

Parameter	Súčasný rozmer		Nový rozmer
Hrúbka pokrytia [mm]	0,65		0,57
Vonkajší priemer pal. tablety [mm]	7,57	7,6	7,8
Priemer centrálného otvoru v tablete [mm]	1,4	1,2	0
Priemerná veľkosť zrna [μm]	10		25



V súčasnosti sa však do popredia dostáva tretia generácia VVER reaktorov, medzi ktoré patria reaktory VVER-1200 (tabuľka 4.8). Tento typ reaktora s el. výkonom 1150-1200MW vychádza z koncepcie vylepšených reaktorov VVER-1000 a pýšia sa najmä dlhšou životnosťou, vyšším výkonom a účinnosťou. Prototypy JE s týmto typom reaktora sú momentálne vo výstavbe na JE Novovoronež II. (s plánovaným uvedením do prevádzky v rokoch 2012-13) a Leningrad II. (s plánovaným spustením v rokoch 2013-14). Elektrárňu bude pozostávať z dvoch reaktorov (navrhnutých a vyrobených OKB Hidropress) s plánovanou životnosťou 50 rokov s 90%-tným využitím a frekvenciou poškodenia AZ menej než 1.10^{-7} . Predpokladané náklady na výstavbu (ktorá by mala trvať 54 mesiacov) sú 1200 USD/kW.

Súčasný stav (výstavba, plán, návrh) reaktorov v Rusku.

Tabuľka 4.8

JE	Typ	Výkon [MWe]	Stav	Uvedenie do prevádzky
Volgodonsk 2	V-320 VVER 1000	1000	Výstavba	2009
Kursk 5	RBMK-1000	1000	Výstavba	2010
Kalinin 4	V-320 VVER 1000	1000	Výstavba	2011
Beloyarsk 4	BN-800 FBR	800	Výstavba	2012
Novovoronezh II -1	AES-2006 / VVER 1200	1200	Výstavba	2012
Novovoronezh II -2	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2013
Leningrad II -1	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2013
Volgodonsk 3	AES-2006 / VVER 1200	1000	Plán	2014
Leningrad II -2	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2014
Kursk II -1	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2015
Leningrad II -3	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2015
Volgodonsk 4	AES-2006 / VVER 1200	1000	Plán	2016
Leningrad II -4	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2016
Kursk II -2	AES-2006 / VVER 1200	1200	Plán	2017
Smolensk II -1	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2017
Kursk II -3	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2018
Smolensk II -2	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2018
Kursk II -4	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2019
Smolensk II -3	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2019
Kola II -1	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2020
Smolensk II -4	AES-2006 / VVER 1200	1200	Návrh	2020

Základné parametre VVER-1200/V466. Tabuľka 4.9

Tep. výkon [MW]	3200/3300
El. výkon [MW]	1150/1200
Výška tl. nádoby [mm]	11185
Vnútorňý priemer tl. nádoby [mm]	4250
Hrúbka tl. nádoby [mm]	197,5
Hmotnosť tl. nádoby [t]	330
Tlak v PO [MPa]	16,2
Teplota chladiva na výstupe [°C]	330
Teplota chladiva na vstupe [°C]	298,6
Prietok chladiva AZ [m³/hod]	85600
Typ PČ	TVS-2M
Palivo	UO ₂ +Gd ₂ O ₃
Max. vyhorenie [MWd/kgU]	70

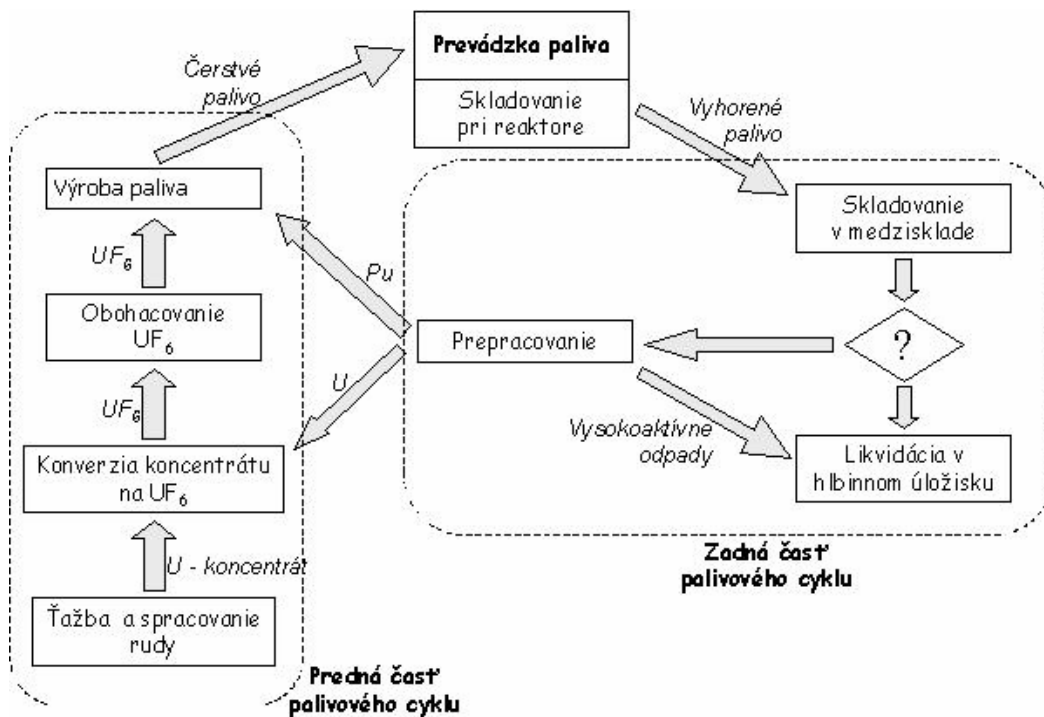
5 Palivový cyklus

Jadrové palivo je významným koncentrovaným zdrojom na výrobu energie v jadrových zariadeniach. Získavanie uránu, jeho spracovanie do formy palivových článkov, ich použitie v jadrovom reaktore a následná manipulácia s nimi, až po ich definitívne spracovanie a uloženie, tvorí jednotlivé fázy palivového cyklu.

5.1 Opis palivového cyklu

Palivový cyklus každej jadrovej elektrárne možno rozdeliť do troch základných skupín

- predná časť palivového cyklu, ktorá začína ťažbou uránovej rudy a končí dodávkou palivových kaziet do reaktora,
- prevádzka paliva v reaktore, kde sa energia, uvoľnená pri štiepení jadier uránu, využíva na výrobu elektrickej energie a dočasné skladovanie paliva pri reaktore,
- zadná časť palivového cyklu, ktorá začína transportom vyhoreného paliva z reaktora do medziskladu alebo do recyklačného závodu a končí hlbinným uložením vyhoreného paliva alebo prepracovaním paliva a znovupoužitím vo forme čerstvého alebo MOX paliva (Mixed OXide).

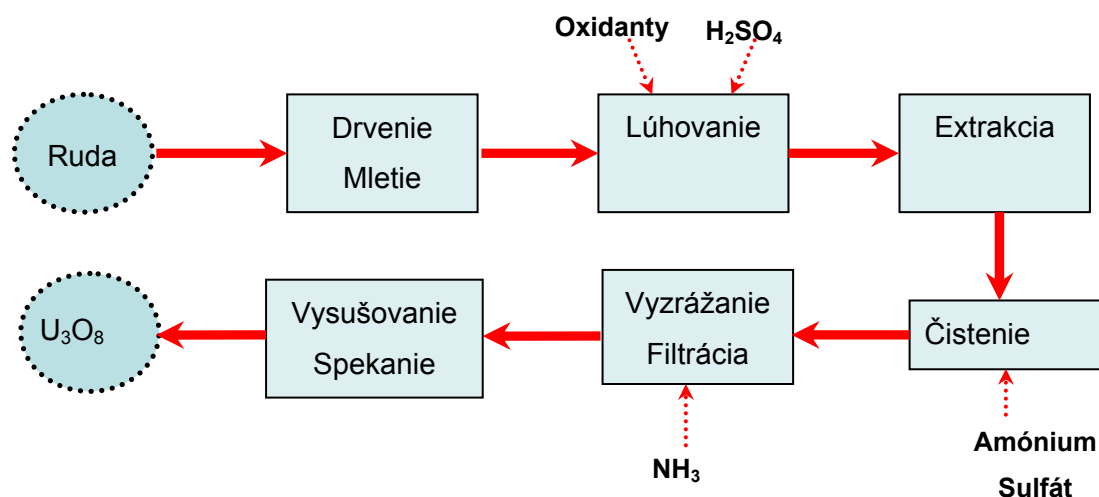


Obr.

5.1 Palivový cyklus

5.2 Ťažba a spracovanie rudy

Urán sa používa ako palivo takmer vo všetkých existujúcich jadrových reaktoroch na celom svete. Vyskytuje sa bežne v horninách alebo morskej vode, ale z dôvodu neefektívnosti jeho ťažby ovplyvnenej najmä nízkou koncentráciou len malá časť uránu sa ťaží. Jeho percentuálne zastúpenie v rude sa pohybuje od niekoľkých tisícín percenta po niekoľko percent. Priemerná hodnota percentuálneho zastúpenia uránu v rude pri ťažbe vo svete je približne 0,5 %. Uránová ruda sa ťaží klasickými povrchovými a hlbinnými metódami ťažby, ale aj kyslým alebo alkalickým lúhovaním. Výťažok sa potom ďalej drví, melie a chemicky upravuje v spracovateľských závodoch až na žiadanú formu. Čistením, koncentráciou a vyzrážaním sa napokon získa uránový koncentrát, žltý prášok, tzv. žltý koláč „yellow cake“. Chemicky ide o koncentrovanú zmes oxidov uránu U_3O_8 . Rádioaktivita vyťaženeho uránu je veľmi malá. Rádioaktívne dcérske produkty sa so zvyškom z ťažby stabilizujú a vrátiť späť do baní alebo sa uložia iným spôsobom. V niektorých prípadoch sa urán získava chemickým lúhovaním z uránovej rudy priamo na mieste ťaženia. Tento proces je známy ako oddeľovacia metóda alebo *in-situ* lúhovanie. Urán sa často získava aj ako vedľajší produkt pri ťažbe ostatných vzácnych kovov ako napríklad medi a zlata alebo pri spracúvaní fosfátov. Výsledný koncentrát U_3O_8 , v praxi známy ako žltý koláč, obsahuje zvyčajne 60 až 85 % uránu na jednotku hmotnosti. V závislosti od jeho kvality sa môže ešte ďalej upravovať v čistiacich závodoch, ktoré sú zvyčajne umiestnené neďaleko miesta ťažby. Takto upravený koncentrát sa transportuje do závodu na konvertovanie na UF_6 .



Obr. 5.2 Proces výroby U_3O_8

5.3 Konverzia I

Vysoká čistota požadovaná pre jadrové palivo sa dosahuje rozpustením koncentráту v kyseline dusičnej, filtrovaním a reakciou roztoku s chemickými rozpúšťadlami. Konečný uránový dusičnan (UN alebo UNH) obsahuje len 0,05 % cudzích látok. Nitrát uránu je ďalej konvertovaný do formy UO_2 a tento následne na UF_6 , ktorý sa používa v obohacovacích závodoch. Ak sa obohatenie nevyžaduje, napríklad pre ťažkovodné reaktory, potom sa UO_2 transportuje priamo do výrobných závodov.

Uvedený postup sa vzťahuje na výrobu UO_2 paliva. Pre kovový urán, prípadne iné druhy paliva je postup odlišný.

5.4 Obohacovanie

Urán sa v prírodnej forme vyskytuje najčastejšie v dvoch hlavných zložkách ^{238}U a ^{235}U . Prvý dominantný izotop uránu ^{238}U pôsobí ako neutrónový absorbátor a nazýva sa často aj ako množivý izotop. Štiepny izotop ^{235}U je izotop s ľahším jadrom a jeho priemerné percentuálne zastúpenie v prírode je 0,712 % z celkovej hmotnosti uránu. Niektoré reaktory pracujúce vo svete používajú ako palivo prírodný urán. Sú to napríklad grafitom moderované Magnox reaktory a ťažkovodné reaktory typu Candu. Ľahkovodné (LWR), ako aj plynom chladené reaktory AGR obsahujú väčšie množstvo neutrónových absorbátorov v aktívnej zóne reaktora a to je príčina, prečo sa pri týchto druhoch reaktora používa palivo so zvýšeným obohatením ^{235}U . Obohatenie používané vo svete sa z pôvodnej hodnoty 0,712 % zvyšuje na 3 až 5 % v závislosti od typu reaktora rôznymi technologickými postupmi. Naše typy reaktorov VVER-440 pracujú momentálne s profilovaným palivom pri priemernom obohatení čerstvého paliva 3,82 %.

5.5 Konverzia II

Obohatený hexafluorid uránu je chemicky konvertovaný na keramicky aktívny UO_2 prášok vysokej čistoty, ktorý sa pri výrobe paliva ako materiál už ďalej chemicky nemení. Bolo vyvinutých viacero konverzných procesov, ktoré sa komerčne využívajú. Vo všeobecnosti ich možno rozdeliť na dva druhy: tzv. mokrá a suchá konverzia. Pri mokrom spracovaní vznikajú častice prášku vo forme suspenzie, pri suchom spracovaní v plynnej fáze vo forme aerosolu. V poslednom období výrobcovia paliva prechádzajú z finančných dôvodov na suchú konverziu, pri ktorej nevznikajú žiadne kvapalné odpady a celkové množstvo odpadov je v porovnaní s mokrými spôsobmi výroby UO_2 veľmi malé.

5.6 Výroba jadrového paliva

Výroba jadrového paliva je záverečnou operáciou prednej časti palivového cyklu. Vstupnou surovinou je prášok UO_2 , ktorý má vysoký bod tavenia a ďalšie priaznivé fyzikálne vlastnosti z hľadiska namáhania paliva počas prevádzky v reaktore. Vlastnosti, ktoré sa sledujú pri prášku sú stechiometria, hustota, špecifická plocha, veľkosť častíc a kryštálov. Všetky tieto parametre svojim spôsobom ovplyvňujú lisovanie a spekanie peletiek a následne aj kvalitu čerstvého paliva.

Z práškového UO_2 sa lisujú peletky s počiatočnou hustotou 5,5 až 6,2 g . cm⁻³, ktoré sa nazývajú „zelené peletky“. Následne sa spekajú v peci pri vysokej teplote v rôznych atmosférach (H_2 , $\text{H}_2 + \text{H}_2\text{O}$, $\text{H}_2 + \text{CO}_2$, Ar, N). Technika lisovania sa zlepšuje aj používaním spojív, zabezpečujúcich lepšiu formovateľnosť prášku potrebnú pri lisovaní peletiek. Čo sa týka spekania, vo všeobecnosti sú známe dva postupy: vysokoteplotné a nízokoteplotné spekanie. Spôsob spekania výrazne ovplyvňuje štruktúru paliva, ako napríklad veľkosť zŕn a pórov v reze peletky. Veľkosť zŕn je parameter, ktorý sa výrobcovia snažia čo najviac zvyšovať, pretože od neho závisí uvoľňovanie štiepných produktov počas prevádzky paliva. Póry na druhej strane majú zabezpečovať dynamické vlastnosti paliva, najmä jeho pružnosť, čo je veľmi dôležité pri zmene výkonových hladín počas činnosti paliva v reaktore. Najdôležitejší parameter je hustota spekanej peletky, ktorá dodáva palivu požadovanú pevnosť a najmä stabilitu. Uvedený obrázok informatívne demonštruje zmenu veľkosti tvaru peletky počas spekania.

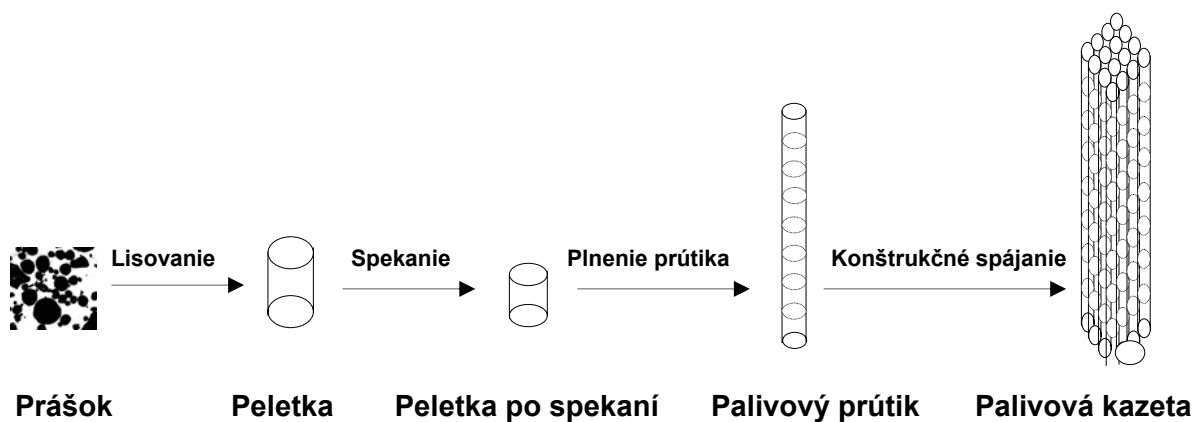
Zelená peletka



Spekaná peletka

Obr. 5.3 Zmena objemu peletky počas spekania

Takto spekané peletky sa ešte technologicky upravujú v závislosti od požiadaviek odberateľa a typu reaktora a následne sa zasúvajú do palivových prútikov. Palivový povlak, rúrka, je po navarení spodnej koncovky naplnená hotovými UO_2 tabletami s hustotou $10,4 - 10,7 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$, natlakovaná inertným plynom (najčastejšie He) a zapečatená navarením hornej koncovky. Tento palivový prútik je ďalej podrobený kontrole tesnosti. Spojením niekoľkých takýchto naplnených prútikov s ďalšími konštrukčnými prvkami vzniká palivová kazeta. Na konštrukčné časti palivových kaziet sa najčastejšie používa legovaný zirkón, ktorý vykazuje veľmi nízku absorpciu neutrónov, pri určitých typoch reaktorov sa však používa aj nerez.



Obr. 5.4 Proces vyhotovenia palivovej kazety

Dizajn palivových kaziet a konštrukčné riešenie sú čím ďalej, tým viac sofistikovanejšie, umožňujú lepšie využitie paliva, zvýšenie vyhorenia a lepšie správanie sa paliva počas prevádzky v reaktore. To vedie k zlepšeniu aj ekonomickej stránky výroby.

5.7 Prevádzka paliva v reaktore

Čerstvé palivo je z výrobného závodu prevezené do elektrárne, kde sa skladuje do doby jeho zavezenia do reaktora. Z uzla čerstvého paliva sa potom palivové kazety prevezú do aktívnej zóny reaktora, kde sú v prevádzke po dobu 3 až piatich rokov v závislosti do typu reaktora a vyhorenia paliva. Počas tejto fázy sa určité množstvo atómov štiepi a energia získaná zo štiepnej reakcie sa

ďalej využíva na výrobu elektrickej energie. Rovnako sa počas tejto doby uvoľní primerané množstvo štiepných produktov. Typické PWR palivové kazety produkujú aj po vyvezení z aktívnej zóny niekoľko 100 kW tepla z rádioaktívneho rozpadu štiepných produktov v palive. Kvôli tomu sa vyvezené kazety skladujú v bazéne pri reaktore po dobu minimálne 3 roky, počas ktorej tepelný výkon a radiácia klesajú exponenciálne s časom. Voda v bazéne zabezpečuje dobrý odvod tepla a jej cirkulácia v bazéne pomáha udržiavať teplotnú rezervu potrebnú na bezpečnú prevádzku bazénu. Niekoľko metrov vody nad úrovňou palivových kaziet poskytuje dostatočnú ochranu proti žiareniu. Okrem toho pri normálnej prevádzke reaktora vzniká aj tekutý a tuhý rádioaktívny odpad. Technicky sa tento odpad označuje ako nízko- a stredneaktívny odpad.

5.7.1 Transport čerstvého paliva

Transport je nevyhnutnou súčasťou palivového cyklu. Jednou príčinou je aj to, že uránové rudy nie sú dostupné všade vo svete. V skutočnosti sa jadrové palivo počas svojej životnosti transportuje viackrát. Tieto transporty sú najčastejšie medzinárodného charakteru a na dlhé vzdialenosti. Jadrové palivo obvyčajne prepravujú v špeciálnych transportných kontajneroch firmy a podniky, ktoré vlastnia licenciu na prepravu jadrových materiálov.

Primárnym stupňom bezpečnosti pri transporte jadrového paliva je spôsob, akým je balené a zapuzdrené. Závisí najmä od stupňa palivového cyklu materiálu. Jestvuje viacero zásielkových noriem a typov na indikáciu potenciálneho nebezpečenstva transportov jadrových materiálov.

Zásielky typu A sa vyrábajú tak, aby odolali malým nehodám a používajú sa na transport stredneaktívnych materiálov, ako sú nuklidy na medicínske využitie. Bežné priemyselné kontajnery sa používajú pre nízkoaktívne materiály, ako napríklad U_3O_8 .

Zásielky pre vysokoaktívny odpad a vyhorené palivo sú robustné a veľmi bezpečné kontajnery a označujú sa ako zásielky typu B. Obsahujú tiež obaly na odtienenie gama a neutrónového žiarenia i v extrémnych podmienkach. Existuje okolo 150 druhov zásielok typu B.

Menšie množstvá vysokoaktívneho materiálu (zahŕňajúce aj plutónium) sa transportujú lietadlami a označujú sa ako zásielky typu C. Typ C znamená väčšiu ochranu a bezpečnosť ako pri type B.

Zásielky na prepravu jadrového paliva sa navrhujú tak, aby ich integrita vydržala a zostala neporušená pri rozličných podmienkach, ku ktorým by mohlo eventuálne prísť počas prepravy a aby sa zaistilo, že pri nehode to nebude mať vážnejšie následky. Podmienky, proti ktorým sa zásielky testujú sú: oheň, náraz, vlhkosť, dážď, tlak, teplo a chlad.

Od roku 1961 medzinárodná agentúra pre atómovú energiu (IAEA) uverejnila poradné pravidlá pre bezpečný transport rádioaktívneho materiálu. Pravidlá vytvorené v IAEA sa aplikujú v 60 krajinách, ale aj v iných regionálnych a medzinárodných transportných organizáciách. IAEA pravidelne uverejňuje a obnovuje podmienky a revízie pre transport paliva. Na Slovensku je záväzná Vyhláška Úradu jadrového dozoru SR z 13. 10. 1999 „O podrobnostiach prepravy jadrových materiálov a rádioaktívnych odpadov“. Cieľom uvedených pravidiel a noriem je chrániť ľudí a životné prostredie pred vplyvom radiácie počas transportu rádioaktívnych materiálov.

Ochrana sa dosahuje: spoľahlivým uztvorením rádioaktívneho obsahu,
dodržovaním externých radiačných stupňov,
zabránením poškodenia teplom,
zabránením kritičnosti.

Základným princípom aplikovaným na transport rádioaktívneho materiálu je, že ochrana závisí od dizajnu zásielky, bez ohľadu na to, ako sa materiál prepravuje.

5.7.2 Transport a skladovanie vyhoreného paliva

Po kampani obsahuje vyhorené palivo 96 % uránu, 1 % plutónia a 3 % štiepných produktov a transuránov. Vyhorené palivo je po vytiahnutí z reaktora intenzívny zdroj ionizujúceho žiarenia. Skladuje sa vo vodných bazénoch vedľa reaktora, kvôli poklesu zvyškového tepelného výkonu a žiarenia. Skladovanie paliva na bloku trvá spravidla minimálne 3 roky. Vyhorené palivo sa ďalej transportuje do dočasného skladu alebo do prepracovateľských závodov. Vyhorené kazety sa prepravujú v zásienkach typu B. Tieto zásienky majú špeciálny obal zo železa alebo z kombinácie olova a železa a môžu vážiť aj cez 100 ton pri prázdnom obsahu. Typický transportný kontajner má kapacitu 6 ton vyhoreného paliva.

Vyhorené jadrové palivo (VJP) je špecifickým druhom rádioaktívneho materiálu a nakladanie s ním patrí medzi najnáročnejšie oblasti jadrovo-energetického komplexu z hľadiska ochrany životného prostredia a ekonomiky palivového cyklu (PC).

Pri nakladaní s VJP rozlišujeme tri fázy:

- krátkodobé skladovanie v bazénoch hlavného výrobného bloku (HVB) (min. 3 roky),
- strednodobé skladovanie v areáli alebo mimo areálu jadrovej elektrárne (JE) (3-50 rokov),
- definitívne uloženie VJP pri otvorení PC,

Pri uzavretí PC rozlišujeme 6 fáz:

- krátkodobé skladovanie v bazénoch hlavného výrobného bloku (HVB) (min. 3 roky),
- strednodobé skladovanie v areáli alebo mimo areálu jadrovej elektrárne (JE) (nie je nevyhnutné),
- transport VJP a jeho prepracovanie v prepracovateľskom závode,
- výroba MOX, príp. „re-enriched“ UO_2 paliva,
- návrat vysokoaktívnych odpadov z prepracovania a ich strednodobé skladovanie (3-50 rokov),
- definitívne uloženie vysokoaktívnych odpadov.

Transport vyhoreného paliva si vyžaduje zvláštne bezpečnostné opatrenia. Palivo sa prepravuje v špeciálnych kontajneroch chrániacich okolie a personál manipulujúci s palivom pred žiarením. Konštrukcia je dobre prepracovaná a technicky overená. Bezpečnosť a spôsob transportu závisí najmä od vyhorenia a typu paliva.

6 Jadrová bezpečnosť

Bezpečnosť rôznych technológií, systémov, resp. celých priemyselných odvetví vychádza z jedného metodologického základu. V našom prípade sme ho aplikovali na jadrové elektrárne, ktoré sú z celospoločenského hľadiska prijímané s veľkou dávkou obáv a nedôvery. Hoci kritériá bezpečnosti a spoľahlivosti jadrových elektrární sú mimoriadne náročné, stále sa prehodnocujú s cieľom znížiť pravdepodobnosť rizika akejkoľvek nepredvídanej udalosti na minimum. Zvyšovanie bezpečnosti a spoľahlivosti vzbudzuje neustálu snahu po dokonalosti zariadení, technologických celkov, ale aj ľudí.

Jadrová energetika má v slovenskej energetike dlhodobý významný postavenie. Približne 40% vyrobenej elektrickej energie pochádza z jadrových elektrární, čím sa Slovensko v tomto ukazovateli zaradilo na popredné miesto vo svete. Štruktúra nášho hospodárstva, absencia relevantných domácich energetických zdrojov, ekologické hľadiská, ako aj potreba obnovy existujúcich elektroenergetických výrobní si vyžadujú bezpečnú a spoľahlivú prevádzku JE.

Všeobecné podmienky pre využívanie jadrovej energie na Slovensku sú sformulované v Zákone NR SR "O mierovom využívaní jadrovej energie (atómový zákon)" č.541/ 2004 Z.z. ktorý vstúpil do platnosti 1.12.2004.

Jadrová bezpečnosť

Pri prevádzke jadrovo-energetických zariadení existuje potenciálne riziko, s ktorým sa zriedka stretávame pri prevádzke iných zariadení. Je ním rádioaktívne žiarenie vznikajúce pri štiepnej reakcii. Ak by došlo k úniku rádioaktívnych látok z reaktora do atmosféry, vzniká pre obyvateľstvo nebezpečenstvo. Nekontrolovaný únik rádioaktivity je nepochybne neprijateľný, a preto sa prijímajú opatrenia, aby sa nikdy nevyskytol.

Jadrová bezpečnosť je stav a schopnosť jadrového zariadenia alebo prepravného zariadenia a ich obsluhy zabrániť nekontrolovateľnému rozvoju štiepnej reťazovej reakcie alebo nedovolenému úniku rádioaktívnych látok alebo ionizujúceho žiarenia do pracovného alebo životného prostredia a obmedzovať následky nehôd a havárií jadrových zariadení alebo následky udalostí pri preprave radioaktívnych látok.

Pod **jadrovým zariadením** rozumieme súbor stavebných objektov

ktorých súčasťou je jadrový reaktor alebo jadrové reaktory,

na výrobu alebo spracovanie jadrových materiálov alebo skladovanie jadrových materiálov s množstvom väčším ako jeden efektívny kg,

na spracovanie, úpravu alebo skladovanie rádioaktívnych odpadov,

na ukladanie rádioaktívnych odpadov z jadrových zariadení, inštitucionálnych rádioaktívnych odpadov alebo vyhorelého jadrového paliva; za jadrové zariadenie sa nepovažujú kontajnery a kryty, v ktorých sa jadrový materiál používa ako tieniaci materiál na rádioaktívne žiariče, ani priestory, v ktorých sa tieto kontajnery a kryty skladujú,

Jadrová bezpečnosť si vyžaduje trvalé úsilie po dokonalosti. Efektívnosť tohto úsilia podmieňuje poznanie a pochopenie cieľov a princípov jadrovej bezpečnosti, ich vzájomné väzby, ako aj adekvátne aplikácie v praxi.

6.1 Vývoj jadrovej bezpečnosti vo svete

Od počiatkov prác súvisiacich so štiepnou reťazovou reakciou si vedci uvedomovali obrovský energetický potenciál, ktorý je možné využiť na vojenské i mierové účely. Pre ľudstvo nie je neobvyklé, že sa tento nový zdroj energie najskôr zneužil ako zbraň. Výbuch atómovej bomby nad Hirošimou a Nagasaki (6. a 9. 8. 1945) ukázal nielen ničivú silu (asi 100 000 priamych obetí), ale aj rozsah vplyvu na zdravie človeka (asi 200 000 postihnutých) a životné prostredie.

Preto ešte pred začiatkom výstavby prvého jadrovo-energetického zariadenia sa vývojoví pracovníci rozhodli dosiahnuť výnimočne vysokú úroveň bezpečnosti. Tento cieľ bol dodržiavaný počas celého doterajšieho vývoja a stal sa hlavným motívom pre vznik stále modernejších a spoľahlivejších bezpečnostných systémov. Aj napriek niektorým nehodám je história bezpečnosti JE pozoruhodne úspešná v porovnaní s inými novými technológiami v období ich zavádzania do praxe.

Základná filozofia jadrovej bezpečnosti bola sformulovaná v USA v roku 1947. Bol vytvorený výbor pre reaktorovú bezpečnosť (Reactor Safeguards Committee) pri Komisii pre atómovú energiu (Atomic Energy Commission). V prvých rokoch po II. svetovej vojne bolo sformulované bezpečnostné pravidlo "Isolation-sitting" (izolácia-umiestnenie), podľa ktorého musí byť obyvateľstvo chránené dostatočnou vzdialenosťou pred vplyvom jadrového zariadenia. V publikácii WASH-3 z roku 1950 bola definovaná maximálna havária reaktora (prasknutie systému chladenia reaktora a tavenie paliva s následným nekontrolovaným únikom rádioaktívnych látok do okolia) a bol uvedený vzorec pre výpočet veľkosti ochrannej zóny okolo JE (km) :

$$R = 0.016\sqrt{P_t} ,$$

kde P_t je tepelný výkon reaktora (kW).

V roku 1957 si rozvoj mierového využitia jadrovej energie vyžiadala vytvorenie Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu (MAAE) . Jej pôvodná hlavná úloha, t.j. podpora využitia jadrovej energie vo všetkých oblastiach, sa postupne menila a v súčasnosti je jednou z jej prioritných úloh oblasť zaistenia a hodnotenia bezpečnosti jadrovej energie. Ďalším významným krokom z pohľadu jadrovej bezpečnosti bol dokument General Design Criteria, vydaný tiež v USA v roku 1967, kde bol komplexne vyjadrený tzv. deterministický prístup k zaisteniu jadrovej bezpečnosti. Boli v nej definované pojmy ako hĺbková ochrana, význam hlavných bezpečnostných funkcií, maximálna projektová havária a podobne.

Od uvedenia do prevádzky prvej JE v Obninsku 1954 sa vo svete napriek všetkému úsiliu vyskytlo viacero nehôd. Mimoriadne dôležitým krokom, ktorý prispel k jadrovej bezpečnosti vodou chladených i moderovaných reaktorov, bolo zavedenie systému hermetických stavieb (boxov) s cieľom zabrániť akémukoľvek uvoľneniu rádioaktívnych materiálov pri havárii. Tento prístup bol neskôr zdokonalený stratégiou hĺbkovej ochrany, ktorá je založená na niekoľkých postupných ochranných bariérach a ďalších ochranných prostriedkoch, ktoré zaisťujú trvalú integritu týchto bariér. Aj v prípade, že by jedna z bariér zlyhala, zvyšné by mali i naďalej zabezpečiť potrebnú ochranu. Takto štruktúrovaná ochrana zahŕňa bezpečnostné systémy i bezpečnostné postupy.

Pochopenie bezpečnosti JE nie je možné bez pochopenia možných havárií. Už na základe konštrukcie prvých typov energetických jadrových reaktorov bolo zrejmé, že reaktor nemôže explodovať ako atómová bomba. Nebolo však možné vylúčiť udalosti spojené s rýchlym rastom výkonu. Úsilie konštruktérov najmä po haváriách na dvoch malých experimentálnych reaktoroch (1952 kanadský NRX a 1961 americký SL-1), bolo nasmerované na projekt takého reaktora, ktorý by zaistil efektívnejšiu reguláciu štiepnej reakcie. Ukázalo sa, že najúčinnším spôsobom ako zabrániť jadrovej havárii, je správny projekt aktívnej zóny reaktora. Tento fakt potvrdila i havária Černobyľskej JE.

Významnou zmenou v prístupe k jadrovej bezpečnosti bolo zavedenie pravdepodobnostných analýz bezpečnosti (Probabilistic Safety Assessment PSA). Prvou odbornou štúdiou o vierohodnosti havárií JE bola správa WASH-740 (1957). Vo svetle dnešných poznatkov by však bola už neakceptovateľná. Ďalším významným prínosom v tejto oblasti bola štúdia prof. Rasmussena, vydaná v októbri 1975 pod označením WASH-1400. Bola medzníkom v metodike a prístupe k hodnoteniu bezpečnosti jadrových reaktorov, pretože:

určila spôsob vykonania pravdepodobnostného hodnotenia bezpečnosti JE,

poskytla bázu pre porovnávanie rôznych JE,
identifikovala prechodové procesy a malé LOCA havárie ako hlavných prispievateľov k riziku,
ukázala, že rádiologické riziká sú malé v porovnaní s inými sociálnymi rizikami,
vytvorila stromy udalostí pre spojenie iniciátorov, bezpečnostných systémov a následkov,
zaviedla metodiku stromu porúch,
vytvorila databázu, ktorá sa stále používa,
ukázala, že hlavným prispievateľom k riziku je ľudský faktor,
ukázala problémy skúšok a údržby,

Ďalší vývoj sa uberať smerom zovšeobecnenia doterajších prevádzkových skúseností a zdokonaľovania existujúceho stavu. Prevádzkované JE sú periodicky podrobované náročným inšpekciám dozorných orgánov a nútené prispôbovať sa svetovému bezpečnostnému štandardu. Nové projekty JE majú čoraz viac inherentných prvkov bezpečnosti a prepracovanejší systém hĺbkovej ochrany. Zároveň vzrastá poznanie, že jedným z najdôležitejších faktorov v súčasnosti je kultúra bezpečnosti JE.

Budúce typy JE sa majú zakladať na dvoch osvedčených typoch reaktorov (PWR a BWR), Z ťažkovodných reaktorov HWR sa najmä v Kanade má ďalej rozvíjať typ Candu. Očakáva sa ďalší rozvoj reaktorov na rýchlych neutrónoch FBR.

Súčasná požiadavka na bezpečnosť JE vyjadrené pomocou pravdepodobnostných analýz predstavujú maximálne jednu haváriu bez účinkov mimo lokalitu pripadajúcu na 104 reaktor-rokov a maximálne jednu haváriu vyžadujúcu si opatrenia mimo JE raz za 10^5 reaktor-rokov. Budúce JE by mali presahovať tieto ciele najmenej 10 krát.

6.2 Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu

Najdôležitejšou medzinárodnou platformou v rámci jadrovej bezpečnosti je Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu (MAAE), založená v roku 1957 so sídlom vo Viedni. Po havárii v Černobyle vznikla na pôde MAAE iniciatíva na vypracovanie záväzného dokumentu "Konvencia o jadrovej bezpečnosti". Hlavnou úlohou Konvencie je zabezpečiť, aby využívanie jadrovej energie bolo bezpečné, správne dozorované a úplne vyhovujúce pre životné prostredie. Konvencia upravuje základné princípy bezpečnosti a nadväzuje na predchádzajúce Konvencie :

Konvencia o fyzickej ochrane jadrových materiálov (1979),
Konvencia o pomoci v prípade jadrovej havárie alebo rádiologického ohrozenia (1986),
Konvencia o včasnom oznámení jadrovej havárie (1986).

Do decembra 1994 podpísalo Konvenciu o jadrovej bezpečnosti 49 krajín vrátane SR. Očakáva sa vypracovanie "Konvencie o zaobchádzaní s radioaktívnymi odpadmi".

Medzinárodná agentúra pre atómovú energiu rozvinula od roku 1974 program pomoci svojim členským štátom, v ktorom poskytuje návody k mnohým otázkam bezpečnosti jadrových zariadení . Tento program tvorby noriem jadrovej bezpečnosti (NUSS - NUClear Safety Standards) sa zaoberá všetkými aspektmi jadrovej a radiačnej bezpečnosti jadrových elektrární.

Päť základných dokumentov, týkajúcich sa bezpečnosti jadrových zariadení, je zameraných na:

štátny dozor (NUSS-50-C-G),
umiestňovanie (NUSS-50-C-S),
projektovanie (NUSS-50-C-D),
prevádzka (NUSS-50-C-O),
zabezpečenie akosti (NUSS-50-C-QA).

Základné dokumenty vymedzujú oblasti, ktorým sa venujú detailnejšie bezpečnostné návody (SG-Safety guide). Normy NUSS nie sú v členských krajinách MAAE záväzné. Slúžia však ako východiskové materiály na prípravu legislatívnych predpisov, ktoré by v žiadnom prípade nemali týmto normám protirečiť. V niektorých prípadoch môže štátny dozor zodpovednej organizácii odporúčať vykonávať činnosti podľa noriem NUSS.

6.3 Historický vývoj jadrovej bezpečnosti u nás

Bývalé Československo vstúpilo do jadrovej energetiky uzavretím "Dohody o spolupráci so ZSSR pri mierovom využívaní jadrovej energie" v roku 1955. Prvé jadrové zariadenie u nás bolo uvedené do prevádzky v roku 1957. Bol ním výskumný jadrový reaktor VVR-S v Ústave jadrového výskumu (ÚJV) v Řeži pri Prahe.

Až do sedemdesiatych rokov sa predpokladalo, že jadrovú bezpečnosť plne garantuje bývalý ZSSR. Jediným kontrolným orgánom boli orgány hygienickej služby. Československá komisia pre atómovú energiu (ČSKAE) bola konštituovaná síce už v roku 1962, ale jadrovou bezpečnosťou sa začala zaoberať až po roku 1970. Zákon č.133/1970 definoval úlohy a povinnosti štátneho dozoru nad jadrovou bezpečnosťou. Na základe tohto zákona ČSKAE začala vydávať bezpečnostné kritériá pre projektovanie, umiestňovanie, výstavbu a prevádzku JEZ. Ďalší rámec dozoru nad jadrovou bezpečnosťou dal zákon č. 28 z roku 1984. Po rozdelení Československa vznikol od 1.1.1993 z ČSKAE na Slovensku Úrad jadrového dozoru (ÚJD) a v Čechách Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB).

Od roku 1956 bola ČSSR zapojená do projektovania, výroby a výstavby prvej československej JE A-1 na prírodný urán, kde sa ako chladivo použil CO₂ a ako moderátor ťažká voda. Náš jadrovo-energetický priemysel získal skúsenosti, ktorých cena sa prejavila najmä v ďalšom období. Analýza bezpečnosti tohto vo svete ojedinelého typu reaktora nebola vykonaná, pretože ju žiadny dozorný orgán ani u nás ani v ZSSR nevyžadoval.

JE A-1 bola prífázovaná na sieť v decembri 1972. V dôsledku technických, ale aj ľudských chýb, odvíjajúcich sa aj od nedocenenia otázok bezpečnosti, došlo v rokoch 1976 a 1977 k dvom haváriám, ktoré urýchlili jej vyradenie z prevádzky (1979).

V roku 1970 sa začalo s programom založeným na tlakovodných reaktoroch typu VVER. V marci 1973 sa začalo s výstavbou prvých dvoch blokov JE VVER-440/230 v Jaslovských Bohuniciach. Projekt JE tohto typu zodpovedal vtedajšej filozofii jadrovej bezpečnosti uznávanej v ZSSR, ktorá sa vtedy líšila od filozofie západných dodávateľov. Z krajín, kde boli bloky VVER-440/230 postavené, došlo k zásadným úpravám projektu len v prípade fínskej JE Loviisa (existencia kontajnementu, redundancia bezpečnostných systémov).

Nový typ VVER-440/213, ktorý bol u nás realizovaný v JE V-2 (1984 1.blok, 1985 2. blok), sa koncom 70-tych rokov približoval bežnému európskemu bezpečnostnému štandardu, pretože barbotážny systém sa považoval za ekvivalentnú náhradu kontajnementu. Funkcia barbotážneho systému bola experimentálne overená na modeli v mierke 1:1 a bola plne potvrdená jeho funkčnosť.

V Mochovciach sa začiatkom 80-tych rokov začalo s výstavbou ďalších štyroch blokov typu V-213. Hoci sa spočiatku uvažovalo so zopakovaním už osvedčeného typu JE, umiestnenie elektrárne do pásma zvýšenej seizmicity si vyžiadali rozsiahle časovo i finančne náročné zemné práce. Odstránili sa dva kopce celkového objemu 9 mil. m³, došlo k viacerým zmenám projektu a neúmernej etapizácii, ktorá zdržovala postup prác. Najväčším problémom sa ukázal systém merania a regulácie. Jeho pôvodné spracovanie predpokladalo zopakovať projekt JE Dukovany. Zastaranosť tohto systému viedla k použitiu nového prístrojového vybavenia na báze decentralizovaného riadiaceho a informačného systému DERIS 900, ktorý bol v uvedenom období len vo vývoji a ktorý sa ukázal pre vysokú poruchovosť ako nevhodný pre použitie v JE. V roku 1990 bolo rozhodnuté o zakúpení a inštalácii riadiaceho systému od firmy Siemens AG.

Po aplikácii rozsiahleho počtu bezpečnostných vylepšení boli prvé dva bloky EMO spustené v roku 1998 resp. v roku 2000. Tretí a štvrtý blok tvoria v súčasnosti samostatný závod, výstavba je prerušená a stavba zakonzervovaná.

Havária Černobylskej JE zapôsobila u nás ako výrazný impulz na zvyšovanie bezpečnosti JE a odklon od bezvýhradnej akceptácie sovietskych odporúčaní. Po politických zmenách v roku 1989 došlo k pozitívnym i negatívnym vplyvom vyplývajúcim z otvorenia sa smerom na západ. Na jednej strane sa umožnila výmena skúseností a poznatkov, z ktorej profitovali obe strany, no na strane druhej, oponenti jadrovej energetiky sa snažili využiť situáciu a prostredníctvom rôznych nátlakových akcií zastaviť jej vývoj u nás.

Na jeseň 1990 bola vykonaná komplexná analýza bezpečnosti najviac kritizovanej JE V-1 v Jaslovských Bohuniciach. Na jej základe vydal štátny dozor (ČSKAE) rozhodnutie o ďalšej prevádzke JE V-1 a o jej tzv. "malej" rekonštrukcii (január 1991). Malá rekonštrukcia obsahovala 94 opatrení, ktoré boli splnené do roku 1993. Úrad jadrového dozoru svojim rozhodnutím nariadil v roku 1994 ďalšiu modernizáciu JE V-1, ktorej kroky sú v súlade s odporúčaniami MAAE. Postupná a veľmi rozsiahla rekonštrukcia elektrárne bola ukončená v roku 2000, všetky vytýčené ciele modernizácie elektrárne boli splnené, bezpečnostné dôvody na odstavenie elektrárne neexistujú. Vláda Slovenskej republiky sa v rámci prístupového procesu do EÚ zaviazala predčasne odstaviť JE V-1, prvý blok v roku 2006, druhý v roku 2008.

ÚJD SR nariadil i modernizáciu JE V-2, ktorej ciele sú v súlade s dokumentom MAAE „Safety issues and their ranking for VVER 440 – 213“. Modernizácia elektrárne bola v roku 2008 ukončená a jej ciele boli splnené.

6.4 Prístupy k hodnoteniu jadrovej bezpečnosti

Cieľom bezpečnostnej analýzy je nájsť nedostatky projektu, resp. prevádzkových predpisov, postupov a činností. Na hodnotenie a overovanie bezpečnosti sa využívajú dve navzájom sa dopĺňajúce metódy:

deterministická,

pravdepodobnostná.

Deterministická metóda hodnotenia bezpečnosti

Deterministická metóda hodnotenia bezpečnosti sprevádza JE od ich zrodu. V rámci deterministickej metódy sa pre vybrané základné projektové udalosti vykonávajú rozbory, ktoré majú preukázať odozvu elektrárne a jej bezpečnostných systémov na tieto udalosti. Pri rozboroch sa postupuje stále k menej pravdepodobným haváriám až po veľmi málo pravdepodobnú, tzv. maximálnu projektovú haváriu (MPH), ktorá poskytuje základ pre návrh bezpečnostných a havarijných systémov. Neuvažujú sa tak nepravdepodobné havárie ako napríklad prasknutie TNR.

V projekte JE VVER-440/213 bolo za MPH určené prasknutie hlavného cirkulačného potrubia s priemerom 500 mm s obojstranným výtokom chladiva. Havarijný systém chladenia aktívnej zóny sú schopné unikajúce chladivo dostatočne kompenzovať, aby nedošlo k taveniu palivových článkov a k následnému uvoľneniu produktov štiepenia do okolia.

Pravdepodobnostná metóda hodnotenia bezpečnosti

Pravdepodobnostná metóda hodnotenia bezpečnosti sa používa na kvantifikáciu rizika z prevádzky JE. Zároveň umožňuje určiť slabé miesta v bezpečnostných systémoch. Aplikácia metódy si vyžaduje rozsiahlu databázu o poruchovosti prvkov systémov JE.

Pravdepodobnostná metóda využíva analýzu pomocou stromov udalostí, ktorá sa zakladá na určitej forme binárnej logiky (udalosť sa buď stala alebo nestala). Začiatok stromu udalostí tvorí tzv. iniciačná udalosť. Strom sa ďalej vetví podľa úspešného alebo neúspešného zapracovania jednotlivých bezpečnostných systémov (vyzvaných na potlačenie, resp. zmiernenie iniciačnej udalosti) do reťazcov, pričom každý reťazec má určitú pravdepodobnosť výskytu, definovanú ako súčin frekvencie iniciačnej udalosti a pravdepodobnosti porúch systémov. Výsledkom je zoznam možných následkov, vyvolaných iniciačnou udalosťou a ich pravdepodobnosti výskytu.

Na určenie spôsobu zlyhania systémov sa využívajú stromy porúch. Vstupnými údajmi do stromov porúch sú spoľahlivé údaje o jednotlivých komponentoch, systémoch, ako aj o vplyve obsluhy, údržby a testovania na ich pohotovosť.

Pravdepodobnostné rozbory sú veľkým prínosom pre hodnotenie bezpečnosti len za predpokladu dostatočného množstva vierohodných údajov o výskyte a priebehu analyzovaných udalostí. V centre záujmu sú samozrejme systémy dôležité pre jadrovú bezpečnosť.

6.5 Bezpečnostné ciele JE a princípy jadrovej bezpečnosti

Určenie základných bezpečnostných cieľov JE a princípov jadrovej bezpečnosti vychádza z odporúčaní Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu (MAAE), ktorá vo svojom materiáli INSAG-3 formulovala tri základné bezpečnostné ciele a súbor dvanástich základných bezpečnostných princípov (tri sa týkajú riadenia bezpečnosti, tri hĺbkovej ochrany a šesť princípov je technických). INSAG je skratkou Medzinárodnej poradnej skupiny pre jadrovú bezpečnosť (International Nuclear Safety Advisory Group). Bezpečnostné ciele a princípy sú v tabuľke 6.1.

Tabuľka 6.1 - Bezpečnostné ciele a princípy

Ciele	Všeobecný cieľ jadrovej bezpečnosti	Cieľ radiačnej ochrany	Cieľ technickej bezpečnosti
--------------	-------------------------------------	------------------------	-----------------------------

Základné princípy riadenia	Kultúra bezpečnosti	Zodpovednosť prevádzkovateľa	Kontrola a overovanie dozorom
-----------------------------------	---------------------	------------------------------	-------------------------------

Princípy hĺbkovej ochrany	Hĺbková ochrana	Prevencia havárií	Zmiernenie havárií
----------------------------------	-----------------	-------------------	--------------------

Všeobecné technické princípy	Overené technické postupy	Zabezpečenie kvality	Ľudský faktor	Hodnotenie a overovanie bezpečnosti	Radiačná ochrana	Prevádzkové skúsenosti a výskum bezpečnosti
-------------------------------------	---------------------------	----------------------	---------------	-------------------------------------	------------------	---

Špecifické princípy	Umiestňovanie	Projekt	Výroba a výstavba	Spúšťanie a prevádzka	Vyradovanie z prevádzky	Riadenie činností pri haváriách	Havarijné plány
----------------------------	---------------	---------	-------------------	-----------------------	-------------------------	---------------------------------	-----------------

Ciele

Pre JE sú vytýčené tri bezpečnostné ciele. Prvý z nich je všeobecný, ďalšie dva sa navzájom dopĺňajú a rozširujú základný cieľ v oblasti radiačnej ochrany a technických hľadísk bezpečnosti. Bezpečnostné ciele nie sú nezávislé, ale navzájom sa prekrývajú, čo zaručuje ich úplnosť a zvyšuje ich význam.

Všeobecný cieľ jadrovej bezpečnosti

Všeobecným cieľom jadrovej bezpečnosti je chrániť jednotlivca, spoločnosť a životné prostredie určením a udržiavaním účinnej ochrany pred jadrovým ohrozením z JE.

Každá metóda výroby elektrickej energie má svoje špecifické výhody a možné negatívne účinky. Vo vyjadrení všeobecného cieľa jadrovej bezpečnosti znamená radiačné nebezpečenstvo negatívne zdravotné účinky na personál JE a obyvateľstvo, rádioaktívne zamorenie pôdy, vzduchu, vody a potravinárskych výrobkov. Nezahŕňa žiadne z množstva konvenčných rizík, ktoré sprevádzajú každú priemyselnú činnosť. Ako je uvedené vo vyjadrení cieľa, systém ochrany je účinný, ak bráni podstatnému prírastku zdravotného rizika alebo ďalším rizikám, ktorým je jednotlivec, spoločnosť a životné prostredie vystavené následkom už prijatej priemyselnej činnosti. Riziko je definované ako súčin pravdepodobnosti havárie alebo udalosti a jej negatívneho účinku, ktorý by spôsobila. Tieto zdravotné účinky musia byť hodnotené bez ohľadu na vyvažujúce a podstatné prínosy, ktoré jadrové a priemyselné aktivity poskytujú, či už pre zlepšenie zdravia, alebo ďalšími spôsobmi dôležitými v modernej spoločnosti. Ak je bezpečnostný cieľ splnený, neprevyšuje úroveň rizika spojeného s jadrovou energetikou úroveň rizík ostatných spôsobov výroby energie a je celkovo nižšia. Ak by sa ostatné typy výroby energie nahradili JE, celkové riziko by sa potom znížilo.

Cieľ radiačnej ochrany

Cieľom radiačnej ochrany je zaistiť, aby pri normálnej prevádzke bola radiačná expozícia vo vnútri elektrárne a v dôsledku úniku rádioaktívnych materiálov mimo elektrárne taká nízka, ako je možné rozumne dosiahnuť. Zároveň musí zabezpečiť, aby radiačné expozície boli nižšie ako určené limitné hodnoty, ako aj zmiernenie radiačných následkov prípadných havárií.

Technický bezpečnostný cieľ

Technickým bezpečnostným cieľom je zabrániť s vysokou pravdepodobnosťou haváriám v JE, zaistiť pre všetky havárie zahrnuté v projekte elektrárne, a to aj pre havárie s nízkou pravdepodobnosťou výskytu, malé radiačné následky a ďalej zaistiť, aby pravdepodobnosť havárií s vážnymi radiačnými následkami bola extrémne malá.

Prevenca havárií má pre projektantov a prevádzkovateľov prvoradý význam. Dosahuje sa použitím spoľahlivých stavieb, zariadení, systémov a postupov v elektrárni, ktorá je prevádzkovaná personálom dodržiavajúcim vysokú kultúru bezpečnosti.

V žiadnom ľudskom úsilí nie je možné absolútne zaručiť, že prevencia havárií bude úplne úspešná. Projektanti JE preto predpokladajú, že zlyhanie zariadenia, systému a personálu je možné a môže viesť až k abnormálnym situáciám s veľmi nepravdepodobným priebehom udalostí. Potrebná dodatočná ochrana je dosiahnutá tým, že v JE je zabudovaný celý rad technických bezpečnostných zariadení. Ich zmyslom je (pre prípad havárií, ktoré sú zahrnuté v projekte) zastaviť rozvoj havárie a pokiaľ je to nevyhnutné, znížiť jej následky. Projektové parametre každého technického bezpečnostného systému sú určené deterministickým rozborom jeho účinnosti pri havárii. Havárie z daného súboru, ktoré vyžadujú najväčšie projektové parametre bezpečnostných systémov, sa nazývajú projektové havárie pre toto zariadenie.

Pozornosť je taktiež zameraná na havárie s veľmi malou pravdepodobnosťou, ktoré sú však závažnejšie ako havárie uvažované v projekte (nadprojektové havárie). Tieto havárie môžu spôsobiť významné radiačné následky, pokiaľ rádioaktívne látky uniknuté z paliva nebudú účinne zachytené.

Napriek tomu, že pravdepodobnosť výskytu týchto havárií je nízka (pod 10^{-5} reaktor-rok), sú k dispozícii organizačné opatrenia pre riadenie ich priebehu a zmiernenie ich následkov. Tieto dodatočné opatrenia sú určené na základe prevádzkových skúseností, bezpečnostných rozborov a výsledkov výskumu bezpečnosti. V projekte, prevádzkových predpisoch i pri príprave personálu je venovaná pozornosť riadeniu a následkom havárií. Obmedzenie následkov havárií vyžaduje opatrenia k zaisteniu bezpečného odstavenia reaktora, zachovania chladenia aktívnej zóny, dostatočnej tesnosti kontajnementu a prípravy vonkajších havarijných plánov. Rozsiahle následky nadprojektových havárií sú však extrémne nepravdepodobné, pretože hĺbková ochrana zaisťuje ich účinnú prevenciu a zmiernenie.

Zmyslom technického bezpečnostného cieľa je využitie opatrení na prevenciu havárií, ich riadenie a zmiernenie tak, že celkové riziko je čo možno najnižšie a že žiadna z predpokladaných havárií neprispieva k riziku podstatne viac než ostatné udalosti.

Spomínané opatrenia našli svoje konkrétne vyjadrenie v dokumentoch štátneho dozoru nad jadrovou bezpečnosťou USA (NRC). Boli definované dva kvalitatívne bezpečnostné ciele (Qualitative safety goals), a tri kvantitatívne bezpečnostné ciele (Quantitative safety objectives).

Kvalitatívne bezpečnostné ciele

1. Každý jednotlivец z obyvateľstva musí byť zabezpečený takou ochranou pred následkami činnosti bloku JE, aby jeho zdravie a život neboli vystavené závažnému dodatočnému riziku.

2. Kolektívne riziko ohrozenia života a zdravia obyvateľstva zapríčinené činnosťou bloku JE musí byť porovnateľné alebo menšie ako riziko, ktoré je pri využívaní porovnateľných energetických zariadení a nesmie podstatnejšie dopĺňať iné druhy kolektívneho rizika.

Kvantitatívne bezpečnostné ciele

1. Riziko smrti pre priemerného človeka, nachádzajúceho sa v blízkosti bloku JE (v priebehu niekoľkých rokov po ožiarení) v dôsledku havárie bloku JE nemá byť väčšie ako 0,1 % z celkového rizika podobného typu úmrtia v dôsledku nejadrových havárií.

2. Pre obyvateľstvo žijúce v oblasti bloku JE riziko karcinogenézy (vzniku rakoviny s latentnou dobou - oneskorením smrti o 10 až 15 rokov) v dôsledku normálnej prevádzky alebo havárií na JE nesmie byť väčšie ako 0,1 % z celkového rizika karcinogenézy.

3. Pravdepodobnosť výskytu havárií s vážnym poškodením aktívnej zóny reaktora má byť menšia ako 10^{-4} na reaktor-rok. Pravdepodobnosť veľkého úniku rádioaktívnych látok mimo lokalitu JE má byť menšia ako 10^{-5} na reaktor-rok.

Pravdepodobnostné bezpečnostné ciele pre naše JE boli určené ešte bývalou ČSKAE. Sú definované na úrovni spoľahlivosti bezpečnostných systémov a na úrovni frekvencie tavenia AZ reaktora.

Štátny dozor (ÚJD SR) požaduje, aby spoľahlivosť bezpečnostných systémov, vrátane pomocných zabezpečovacích systémov, bola 10^{-3} alebo menšia. Je to v súlade s bezpečnostnými cieľmi, definovanými na tejto úrovni vo svete. Výnimkou je havarijná ochrana reaktora, na ktorú sa vzťahujú prísnejšie požiadavky vo svete aj u nás. Pravdepodobnosť jej zlyhania pri výzve k činnosti by nemala byť väčšia ako 10^{-5} .

Na úrovni frekvencie tavenia AZ reaktora štátny dozor požaduje, aby frekvencia tavenia zóny bola menšia ako 10^{-4} , čo je tiež v súlade so súčasným svetovým štandardom jadrovej bezpečnosti.

Štátny dozor určil aj obmedzenie na úrovni radiačných dávok. Požaduje, aby v prípade havárie neboli na hranici 3 km ochranného pásma v okolí JE prekročené dávkové ekvivalenty 50 mSv pre celé telo a 500 mSv pre štítnu žľazu. Neuvádza sa však max. dovolená frekvencia výskytu, preto nemožno tieto kritériá považovať za pravdepodobnostné.

Zodpovednosť v riadení

Zodpovednosť v riadení je založená na troch základných princípoch, týkajúcich sa vytvorenia kultúry bezpečnosti, zodpovednosti prevádzkujúcej organizácie a zaistenia štátnej kontroly a overovania činností súvisiacich s bezpečnosťou.

Základné princípy v riadení :

kultúra bezpečnosti,
zodpovednosť prevádzkujúcej organizácie,
nezávislý štátny dozor.

Kultúra bezpečnosti

Činnosti a vzájomné vzťahy jednotlivcov a organizácií zaoberajúcich sa jadrovou energetikou sa riadia filozofiou kultúry bezpečnosti. Kultúra bezpečnosti predstavuje súbor charakteristík a postojov v organizáciách a u jednotlivcov, ktorý zabezpečuje, že problémy bezpečnosti JE budú riešené s vrcholnou prioritou a s takou pozornosťou, akú si zaslúži ich významnosť.

Kultúra bezpečnosti sa týka najmä výchovy a uvedomelosti všetkých jednotlivcov, ktorí sú zapojení do činností majúcich vplyv na bezpečnosť JE. Východiskom je, aby si túto skutočnosť uvedomovali všetci riadiaci hospodárski pracovníci zainteresovaných organizácií. Sú vytvorené a zaužívané postupy, ktoré zaručujú správne metódy s vedomím, že ich závažnosť nespočíva iba vo vlastných metódach, ale taktiež v ovzduší uvedomovania si bezpečnosti, ktorú vytvárajú. Sú určené jasné hranice v zodpovednosti a styku, sú spracované správne postupy a vyžaduje sa ich prísne dodržiavanie. Najmä príprava a vzdelávanie pracovníkov zdôrazňujú dôvody pre určené postupy bezpečnosti súčasne s dopadmi na bezpečnosť pri chybách pracovníkov.

Tieto otázky sú dôležité najmä pre prevádzkujúce organizácie a pracovníkov, ktorí priamo pracujú v prevádzke elektrárne. Pre ostatných pracovníkov na všetkých úrovniach výcvik zdôrazňuje význam ich úloh z hľadiska základného pochopenia a znalostí elektrárne a zariadenia, ktoré ovládajú, so zvláštnym dôrazom na zdôvodnenie bezpečnostných limitov a následkov pri ich porušení. U týchto pracovníkov sa vyžadujú otvorené vzťahy preto, aby bolo zabezpečené, že informácie týkajúce sa bezpečnosti elektrárne sa budú voľne odovzdávať. Ak dôjde k chybám v postupoch, je obzvlášť dôležité ich zachytenie. Vďaka týmto opatreniam môžeme dosiahnuť u jednotlivca uvedomenie si zmyslu bezpečnosti (kultúru bezpečnosti), ktorá sa môže prejaviť:

kritickým postojom,
presným a opatrným prístupom,
angažovanosťou, zabránením sebauspokojeniu,
zodpovednosťou,
zameraním na dokonalosť.
Zodpovednosť prevádzkujúcej organizácie

Nedeliteľnú zodpovednosť za bezpečnosť JE má prevádzkujúca organizácia. Táto zodpovednosť nie je v žiadnom prípade znížená oddelenými činnosťami a zodpovednosťami projektantov, dodávateľov, staviteľov a orgánov dozoru.

Od chvíle, kedy sa prevádzkujúca organizácia ujme plného riadenia elektrárne, má plnú zodpovednosť a zodpovedajúcu autoritu za schválené činnosti pri výrobe elektrickej energie. Vzhľadom na to, že tieto činnosti taktiež ovplyvňujú bezpečnosť elektrárne, organizácia prevádzkovateľa vytvára podmienky na dodržiavanie bezpečnostných požiadaviek, určuje postupy pre bezpečné riadenie elektrárne pri všetkých podmienkach vrátane údržby a kontroly a udržiava si kompletný, schopný a plne vycvičený personál. Organizácia prevádzkovateľa zaisťuje, že zodpovednosti sú dobre určené a dokumentované a že sú k dispozícii potrebné zdroje a zariadenia pre potreby personálu.

Organizácia prevádzkovateľa má taktiež určité zodpovednosti v oblastiach, kde je jej riadenie nepriame. Prostredníctvom svojich pracovníkov a zdrojov alebo organizácií pôsobiacich v jej zastúpení zavádza prísne posudzovanie a prehliadky, a pokiaľ je to nevyhnutné, schvaľovanie, ktoré venuje potrebnú pozornosť hľadiskám ovplyvňujúcim bezpečnosť elektrárne. To sa týka najmä prieskumu lokality, projektovania, výroby, výstavby, skúšok a uvádzania do prevádzky.

Princíp nedeliteľnej zodpovednosti prevádzkovateľa je primárny. Zodpovednosti ostatných partnerov sú taktiež dôležité pre bezpečnosť, ekonomiku a právne otázky. Pre rozdiely v praxi jednotlivých krajín je však ťažké stanoviť formálne zodpovednosti ostatných partnerov. Avšak od projektantov, výrobcov a stavebných organizácií sa vyžaduje ako minimum spracovanie správneho projektu a výroba zariadení, ktoré spĺňajú podmienky z hľadiska technických požiadaviek a funkcie stanovené v prevádzke spĺňajú alebo presahujú požiadavky akosti, zodpovedajúce bezpečnostnému významu jednotlivých častí a systémov. Technické spoločnosti a vedecké organizácie nesú zodpovednosť za vysoký štandard činnosti jednotlivcov v odbornom zmysle a za udržiavanie a posilňovanie odbornej základne, na ktorej je založená bezpečnosť JE. Zodpovednosť dozorných orgánov je uvedená v ďalšej časti.

Nezávislý štátny dozor

Vláda ustanoví legislatívnu základňu pre jadrovú energetiku a nezávislý orgán štátneho dozoru, ktorý je zodpovedný za schvaľovanie a dozor JE a za presadzovanie platných predpisov. Existuje jasné oddelenie zodpovednosti štátneho dozoru a kontrolovaných organizácií a tak si dozorný orgán zachováva svoju nezávislosť ako bezpečnostnú autoritu a je chránený pred nežiaducimi tlakmi.

Právne ustanovený orgán dozoru schvaľuje, riadi a vykonáva dozor nad prevádzkou JE z hľadiska jadrovej bezpečnosti. Činnosť štátneho dozoru zahŕňa tieto oblasti:

- stanovenie a rozpracovanie predpisov a noriem,
- vydávanie súhlasov pre prevádzkovateľov po potrebnom posúdení dokumentácie,
- inšpekcie, sledovanie a hodnotenie prevádzky JE a organizácií prevádzkovateľa,
- vyžadovanie nápravných akcií u prevádzkovateľov, a pokiaľ je to nevyhnutné, prijatie potrebných donucovacích akcií vrátane odobratia súhlasu, v prípade, že nie je dosiahnutá prijateľná úroveň bezpečnosti,
- podporu výskumu bezpečnosti,
- šírenie informácií týkajúcich sa bezpečnosti.

Orgán štátneho dozoru pracuje nezávisle od projektantov, staviteľov a prevádzkovateľov tak, aby bolo zaistené, že bezpečnosť je jedinou úlohou jeho pracovníkov. Zaistenie štátneho dozoru je dostatočné na to, aby mohol vykonávať svoju funkciu bez nežiaduceho vplyvu harmonogramov výstavby alebo plánov výroby energie s výnimkou, kedy je to zdôvodnené zaistením bezpečnosti. Štátny dozor má k dispozícii dostatočnú odbornú podporu v širokom rozsahu jadrových disciplín. K tomu, aby mohol svoje funkcie účinne vykonávať, má štátny dozor

potrebné právne splnomocnenie a má zaistený voľný vstup do zariadení a prístup k informáciám, ktoré vlastní organizácia prevádzkovateľa (Zákon 541/2004).

Stratégia hĺbkovej ochrany

Hĺbková ochrana je zaradená medzi základné princípy, pretože zdôrazňuje bezpečnostnú technológiu jadrovej energetiky. Všetky bezpečnostné činnosti organizačného a technického charakteru sú predmetom súboru vzájomne sa prekrývajúcich opatrení tak, že ak dôjde k poruche, bude zvládnutá alebo napravená bez toho, aby poškodila jednotlivca alebo obyvateľstvo. Táto myšlienka násobných bariér ochrany je hlavnou charakteristikou hĺbkovej ochrany a opakovane sa využíva v špeciálnych bezpečnostných princípoch. Sú definované dva základné princípy hĺbkovej ochrany:

- prevencia havárií a

- zmiernenie havárií.

Hĺbková ochrana

Princíp hĺbkovej ochrany je určený na kompenzáciu možných ľudských chýb a mechanických porúch. Sústreďuje sa na vytvorenie niekoľkých úrovní ochrán voči nepriaznivým udalostiam. Zahŕňa systém bariér, ktoré bránia úniku rádioaktívnych látok do životného prostredia. Obsahuje i ďalšie opatrenia na ochranu obyvateľstva a životného prostredia pred poškodením v prípade, že tieto bariéry nie sú úplne účinné.

Princíp hĺbkovej ochrany poskytuje celkovú stratégiu pre bezpečnostné opatrenia a zariadenia JE. Ak je správne použitý, zaisťuje, že žiadna jednoduchá ľudská chyba alebo porucha zariadenia by nemala viesť k poškodeniu obyvateľstva a iba kombinácia porúch, ktoré sú však málo pravdepodobné, by mohla viesť k malým následkom. Hĺbková ochrana pomáha zaistiť tri základné bezpečnostné funkcie:

- odstavenie reaktora,

- chladenie paliva,

- zachytenie rádioaktívnych látok.

To znamená, že rádioaktívne látky sa nedostanú k obyvateľstvu a do životného prostredia.

Princíp hĺbkovej ochrany je primárne riešený formou série bariér, ktoré by principiálne nemali byť nikdy ohrozené, a ktoré naopak musia byť porušené, aby došlo k ohrozeniu obyvateľstva alebo životného prostredia.

Prevencia havárií

Zásadný dôraz je kladený na primárne prostriedky pre zaistenie bezpečnosti, čo je prevencia havárií, ktoré by mohli spôsobiť ťažké poškodenie aktívnej zóny.

Prvoradým cieľom projektu, výstavby, prevádzky a údržby JE je spoľahlivá a ekonomická výroba elektrickej energie. V súlade so všeobecným princípom riadenia kultúry bezpečnosti musia sa všetky rozhodnutia v týchto oblastiach robiť s vedomím bezpečnosti.

Prvým prostriedkom pre prevenciu havárií je zameranie sa na vysokú kvalitu projektu, výstavby a prevádzky elektrárne tak, aby odchýlky od normálnej prevádzky boli zriedkavé. Bezpečnostné systémy slúžia ako záloha spätnej väzby riadenia procesov s cieľom zabrániť prechodu týchto odchýlok do havárií. Bezpečnostné systémy sú zálohované, majú rôzne technické riešenia a pokiaľ je to vhodné, aj fyzické oddelenie paralelných častí, aby sa tak znížilo nebezpečenstvo straty hlavnej bezpečnostnej funkcie. Systémy a ich časti sa pravidelne skúšajú a kontrolujú, aby bolo možné odhaliť ich degradáciu, ktorá by mohla viesť k abnormálnym prevádzkovým podmienkam alebo k nedostatočnej funkcii bezpečnostných systémov. Abnormálne podmienky, ktoré môžu ovplyvniť jadrovú bezpečnosť, rýchlo zistí

monitorovacím systém, ktorý dáva varovný signál a v mnohých prípadoch automaticky spustí nápravnú činnosť. Operátori sú vyškolení, aby rýchlo odhalili začiatok havárie a aby správne a včas reagovali na tieto abnormálne podmienky. Zároveň sú povinní poznať a aplikovať príslušné bezpečnostné predpisy.

Prevencia havárií teda závisí od konzervatívne navrhnutého zariadenia a od dobrých prevádzkových postupov zameraných na prevenciu porúch, od zaistenia kvality, overenia, či boli dosiahnuté zámery projektu, od kontroly slúžiacej na zachytenie degradácie alebo poruchy pri prevádzke a od opatrení na zaistenie toho, že malé poruchy alebo rozvíjajúce sa zlyhania neprerastú do vážnejšej situácie.

V rôznych krajinách bol uskutočnený celý rad pravdepodobnostných hodnotení bezpečnosti v rozsahu projektu JE. Tieto hodnotenia ukazujú, že pre veľké poškodenie aktívnej zóny sú dosiahnuteľné dostatočne nízke pravdepodobnosti. Ak je uvážená účinná príprava pre riadenie činností pri haváriách a na ich zmiernenie, sú výsledky týchto pravdepodobnostných hodnotení bezpečnosti v súlade so všeobecným kritériom jadrovej bezpečnosti.

Pravdepodobnostné hodnotenie bezpečnosti dáva taktiež návod na projekt a prevádzku tým, že uvádza potenciálne havarijné reťazce, ktoré by mohli významne prispieť k riziku, a tak je možné prijať opatrenia na zníženie tohto príspevku.

Zmiernenie havárií

Vo vnútri aj mimo elektrárne sú k dispozícii opatrenia, ktoré v prípade potreby podstatne znížia účinky havarijného úniku rádioaktívnych látok.

Opatrenia na zmiernenie havárií rozširujú hĺbkovú ochranu za prevenciou havárií. Ide o tri opatrenia, a to :

- riadenie činnosti pri haváriách,
- technické bezpečnostné systémy,
- opatrenia mimo elektrárne.

Riadenie činnosti pri haváriách zahŕňa plánované a náhle činnosti, ktoré by mali v prípade, že dôjde k prekročeniu projektových limitov, optimálne využiť existujúce zariadenie elektrárne normálnym, ale aj nezvyčajným spôsobom na obnovenie kontroly. Úlohou tejto fázy riadenia činnosti pri havárii by malo byť zachovanie elektrárne v bezpečnom stave s odstaveným reaktorom, zaisteným chladením aktívnej zóny, zachytenými rádioaktívnymi látkami a s ochranou tejto zadržovacej funkcie. V takýchto prípadoch by mali technické bezpečnostné opatrenia zachytiť rádioaktívne látky uniknuté z aktívnej zóny tak, že úniky do okolia budú minimálne. Tieto technické bezpečnostné opatrenia zahŕňajú fyzické bariéry, z ktorých niektoré majú iba jeden účel - zadržať rádioaktívny materiál. K dispozícii sú aj opatrenia mimo JE, ktoré idú za hranicu ochrany, sú zaistené veľkým ľudským úsilím a kompenzujú situácie, keď dôjde k veľmi málo pravdepodobným zlyháním bezpečnostných opatrení. V tomto prípade účinky na okolité obyvateľstvo a životné prostredie môžu zmierniť ochranné akcie, ako je úkryt alebo evakuácia obyvateľstva a zabránenie prenosu rádioaktívnych látok k človeku prostredníctvom potravinových reťazcov alebo inými spôsobmi.

Všeobecné technické princípy a overené technické postupy

Technológia v jadrovej energetike je založená na technických postupoch, overených skúškami a skúsenosťami, ktoré sú zahrnuté v schválených predpisoch, normách a v ďalších dokumentoch.

Systémy a ich časti sú konzervatívne projektované, konštruované a skúšané podľa noriem vyhovujúcich bezpečnostným cieľom. Dodržiavajú sa schválené predpisy a normy, ktorých vhodnosť a využiteľnosť bola zhodnotená, a ktoré boli podľa potreby doplnené a upravené. Ak existujú možnosti a je vhodná situácia pre zlepšenie a zdokonalenie existujúcich postupov, je potrebné uskutočňovať tieto zmeny obozretne.

Využívajú sa dobre prepracované výrobné a stavebné metódy. Závislosť na skúsených a overených dodávateľoch prispieva k dôvere v prevádzku dôležitých častí. Odchýlky od skôr schválených výrobných a stavebných postupov sú schválené až potom, keď sa preukáže, že tieto zmeny spĺňajú stanovené požiadavky. Kvalita výroby a výstavby je zaručená použitím vhodných noriem a správnym výberom, výcvikom a kvalifikáciou pracovníkov. Využívanie overenej techniky pokračuje počas celej doby životnosti elektrárne. V prípade opráv a zmien sa robia rozbor, aby bolo zaručené, že systém sa vracia do konfigurácie v súlade s bezpečnostnými rozborami a limitnými hodnotami. Ak sú nastolené nové a doposiaľ neposúdené bezpečnostné otázky, robia sa aj nové rozbor.

Projekt a výstavba nových typov JE, sú založené, pokiaľ je to možné, na skúsenostiach z prevádzkovaných blokov alebo na výsledkoch výskumných programov a na prevádzke prototypov zodpovedajúcej veľkosti.

Zabezpečenie kvality

Zabezpečenie kvality je využité v činnostiach v JE ako súčasť súhrnného systému zabezpečujúceho vysokú dôveru v to, že všetky dodané súčasti, vykonané služby a úlohy spĺňajú stanovené požiadavky.

Vysoká kvalita zariadení a činnosti ľudí je srdcom bezpečnosti JE. Cieľom je zaistiť, že zariadenie bude fungovať a pracovníci pracovať uspokojivým spôsobom. Proces, v ktorom je cieľom vysoká kvalita, je predmetom kontroly a overovania metódami kontroly akosti. Počas doby životnosti elektrárne sa tieto postupy uplatňujú na celý rozsah činností v projekte, dodávkach a montáži a na kontrolu postupov pri skúškach, spúšťaní, prevádzke a údržbe.

Postupy zabezpečenia kvality sú súčasťou dobrého riadenia a sú podstatné na dosiahnutie a preukázanie vysokej kvality výrobkov a prevádzky. Organizačné opatrenia pre správne postupy zabezpečenia kvality sú prostriedkom všetkých zúčastnených strán na poskytnutie jasného určenia zodpovednosti jednotlivých skupín, kanálov spojenia a koordinácie medzi nimi. Tieto opatrenia sú založené na zásade, že zodpovednosť za dosiahnutie akosti má ten, kto túto činnosť vykonáva, ostatní overujú, či bola táto činnosť vykonaná správne a ďalší kontrolujú celý proces. Zodpovednosť pracovníkov za zabezpečenie kvality je dostatočne pevne stanovená v organizácii, aby im umožnila oznámiť problémy nedostatočnej kvality a riešiť ich.

Významnou službou zabezpečenia kvality je dokladovanie toho, že úlohy boli splnené podľa požiadaviek, odchýlky boli označené a opravené a boli prijaté opatrenia zabráňujúce opakovaniu chýb. K dispozícii sú potrebné zariadenia, vrátane súboru dokumentácie, postupov zabezpečenia kvality, ktoré umožňujú odoberanie vzoriek výrobkov, sledovanie postupov a prítomnosť pri skúškach a kontrolách, dostatočné kádrové vybavenie a ďalšie zdroje.

6.6 Ľudský faktor

Pracovníci vykonávajúci činnosti, ktoré majú vplyv na bezpečnosť jadrovej elektrárne, musia mať kvalifikáciu a výcvik na výkon svojich povinností. Možnosť ľudskej chyby v prevádzke JE je

zohľadnená v opatreniach na správne rozhodovanie operátorov, na zabránenie nesprávnym rozhodnutiam a v prostriedkoch na zaistenie nápravy alebo kompenzácie chýb.

Jedným z najdôležitejších poučení získaných z abnormálnych udalostí od malých porúch až po veľké havárie je poznatok, že tieto udalosti sú často spôsobené nesprávnou činnosťou operátorov. Často k nim došlo vtedy, keď si prevádzkový personál neuvedomil bezpečnostný význam svojej činnosti, porušil predpisy, neuvedomil si situáciu v elektrárni, bol chybné informovaný neúplnými údajmi alebo nesprávnym nastavením, alebo úplne nepochopil procesy v elektrárni. Organizácia prevádzkovateľa si musí byť vedomá náročnosti technológie JE a musí zaistiť, že jej personál je schopný ju uspokojivo riadiť.

Podiel chýb ľudského faktora bol doteraz pri takýchto udalostiach a haváriách veľmi veľký. Náprava spočíva v dvoch smeroch: prostredníctvom projektu vrátane automatizácie a optimálnym využitím ľudskej inteligencie pri abnormálnych situáciách.

Projekt ochranných systémov zaručuje, že nápravný zásah operátora sa vyžaduje iba v prípadoch, keď je k dispozícii dostatočný čas na rozbor situácie alebo na nápravnú akciu.

Na udržanie elektrárne v rámci limitov bezpečnej prevádzky sú dodržiavané schválené prevádzkové predpisy. Na dosiahnutie tohto stavu je venovaná veľká pozornosť výcviku a opakovanému výcviku v učebniach, na tréningoch a pri praktickom výcviku v elektrárni. Prevádzka, údržba a prostriedky kontroly berú do úvahy silné aj slabé stránky ľudskej činnosti.

Hodnotenie a overovanie bezpečnosti

Bezpečnosť sa hodnotí skôr, ako začne výstavba a prevádzka elektrárne. Hodnotenie musí byť dobre dokladované a vykonané. Na základe nových dôležitých informácií týkajúcich sa bezpečnosti je následne aktualizované.

Hodnotenie bezpečnosti zahŕňa systematický kritický rozbor spôsobov, ako môžu stavby, systémy a časti zlyhať, a určuje následky týchto zlyhaní. Cieľom hodnotenia je odhaliť existujúce slabé miesta v projekte. Výsledky sú podrobne spracované, aby bolo možné nezávisle posúdiť obsah, hĺbku a závery kritického rozboru. Bezpečnostná správa predložená pri schvaľovaní procesu obsahuje opis elektrárne, ktorý je dostatočný pre nezávislé zhodnotenie bezpečnostných charakteristík. Opisuje rozbor obmedzeného súboru projektových havárií a prezentuje ich výsledky.

Bezpečnostná správa a jej posúdenie orgánom štátneho dozoru vytvára základ pre vydanie súhlasu s výstavbou a prevádzkou a preukazuje, že všetky bezpečnostné otázky boli dostatočne vyriešené.

Boli spracované metódy na hodnotenie plnenia bezpečnostných požiadaviek. Tieto metódy sa uplatňujú vo fáze projektu, neskôršie v priebehu životnosti elektrárne, pri plánovaní zmien v elektrárni a pri vyhodnotení prevádzkových skúseností elektrárne na overovanie bezpečnosti. V súčasnej dobe sa používajú dve navzájom sa dopĺňajúce metódy - deterministická a pravdepodobnostná. Tieto metódy sa spoločne používajú pri hodnotení a zdokonaľovaní bezpečnosti projektu a prevádzky.

Radiačná ochrana

V projekte pri spúšťaní a prevádzke JE je systém radiačnej ochrany v súlade s odporúčaniami ICRP a MAAE.

Sú vykonané opatrenia na ochranu pracovníkov a obyvateľstva pred škodlivým účinkom žiarenia pri normálnej prevádzke, očakávaných prevádzkových udalostiach a haváriách. Tieto opatrenia sú zamerané na kontrolu zdroja žiarenia, na zaistenie a trvalú účinnosť ochranných bariér a osobných ochranných prostriedkov a na zaistenie administratívnych prostriedkov na kontrolu situácie.

Predpisy v písomnej forme na kontrolu a ochranu pracovníkov určujú bezpečné postupy, fyzické prostriedky ochrany a potrebné administratívne postupy pre každú úlohu, ktorá by mohla viesť k expozícii pracovníkov. Osobitná pozornosť sa venuje radiačne záťažovým činnostiam.

Toto sú základné rysy, ktoré umožňujú splniť ciele radiačnej ochrany. Na to, aby boli dosiahnuté, je nevyhnutná trvalá ostražitosť, monitorovanie podmienok v elektrárni a udržiavanie elektrárne v čistote a poriadku.

Prevádzkové skúsenosti a výskum bezpečnosti

Zainteresované organizácie zaisťujú, že prevádzkové skúsenosti a výsledky výskumu týkajúceho sa bezpečnosti sa vymieňajú, hodnotia a analyzujú a využívajú sa poučenia z nich plynúce.

Organizácia prevádzkovateľa JE udržuje účinný systém pre zber a využívanie prevádzkových skúseností a včas rozširuje informácie významné z hľadiska bezpečnosti medzi pracovníkov a ďalšie zainteresované organizácie. Príčiny havárie sa analyzujú a sú označené udalosti, ktoré môžu byť určené ako predchodcovia havárií a robia sa opatrenia zabraňujúce ich opakovaniu. Každá organizácia prevádzkovateľa sa snaží využiť skúsenosti ostatných prevádzkovateľov. Odovzdávanie prevádzkových údajov je organizované na národnej aj medzinárodnej úrovni (IRS).

Hlavným cieľom je, aby žiadna udalosť majúca vplyv na bezpečnosť nebola opomenutá a aby sa urobili opatrenia zabraňujúce ich opakovaniu, bez ohľadu na to, kde sa prvýkrát vyskytli. Najdôležitejšie je, že tento princíp odráža požiadavku, aby udalosť akejkoľvek závažnosti sa porovnala s predchádzajúcou udalosťou, a tým sa dala predvídať, prípadne vylúčiť. Spätná väzba z prevádzkových skúseností zvyšuje znalosti prevádzkových charakteristík zariadenia a potrieb prevádzky a poskytuje údaje pre výpočtové analýzy.

Výskum zameraný na pochopenie prevádzky jadrovej elektrárne, na odozvy na abnormálne udalosti a na možné reťazce udalostí nadprojektových havárií vedie k zdokonaleniu využitia spätnej väzby a k lepšiemu stanoveniu nápravných opatrení, ktoré by mohli byť potrebné. Ďalšie výhody sa získavajú využitím výsledkov výskumu na zdokonalenie prevádzky elektrárne pri dodržaní prijateľných bezpečnostných rezerv. Výsledky výskumu môžu byť zaradené do projektu JE na zvýšenie jej bezpečnosti. Výskumné a vývojové práce sú všeobecne potrebné na udržiavanie znalostí a kompetencie organizácií, ktoré riadia alebo vykonávajú v tejto oblasti dozor.

Špecifické princípy

Sústava bezpečnostných princípov je doplnená špecifickými princípmi, ktoré sa vzťahujú na jednotlivé časové etapy realizácie JE:

umiestňovanie,
projektovanie,
výrobu a výstavbu,
spúšťanie a prevádzku,
vyraďovanie z prevádzky.

Sú doplnené o ďalšie dve kategórie, ktoré sa týkajú činností pri nadprojektových haváriách:

riadenie činnosti pri haváriách
havarijné plány

Bezpečnostné ciele a základné princípy tvoria rámec pre špecifické princípy, ktoré sa široko využívajú pri všetkých činnostiach v JE. Špecifickým princípom je venovaná časť, opisujúca požiadavky štátneho dozoru na zabezpečenie jadrovej bezpečnosti.

6.7 Aplikácia hĺbkovej ochrany JE

Hĺbková ochrana poskytuje základný rámec pre bezpečnosť JE. Použitie hĺbkovej ochrany v projekte a prevádzke JE spočíva v prevencii havárií a zmiernení ich účinkov. Všetky bezpečnostné rozbor v JE, deterministické aj pravdepodobnostné, sa sústreďujú na hodnotenie prevádzky JE vzhľadom na rôzne spôsoby hĺbkovej ochrany a spoľahlivosti JE.

Existuje mnoho spôsobov ochrany ľudí a životného prostredia proti možnostiam a účinkom havárií v JE, ktoré sa menia podľa ohrozenia elektrárne vyplývajúceho z rôznych abnormálnych udalostí. Spôsoby sa môžu triediť podľa závažnosti ohrozenia, podľa zvláštnosti požiadaviek na zariadenia a činnosti personálu alebo podľa výsledného poškodenia elektrárne. Tento spôsob je ilustrovaný v tabuľke 6.2.

Tabuľka 6.2 - Stratégia hĺbkovej ochrany

→Stratégia	Prevencia havárií		Zmierňovanie havárií				
→Udalosť	Normálna prevádzka	Očakávané prev. udalosti	Projektové havárie a zložité prev. udalosti		Ťažké havárie za hranicami projektu		
→Riadenie	Normálne prev. činnosti	Riadenie havárií v rámci projektu	Riadenie činnosti pri haváriách				
→Predpisy	Normálne prev. Predpisy	Havarijné predpisy	Zvláštna časť havarijných predpisov				
→ Odozva	Normálne prev. systémy	Bezpečnostné systémy	Zvláštne opatrenia v projekte		Príprava havarijných plánov		
→Stav bariér	Oblasť prijateľného limitu pre poškodenie paliva	I.	II.	III.	IV.	V.	

I Poškodenie paliva,

III Natavenie paliva

V Strata záchytnej funkcie bariér

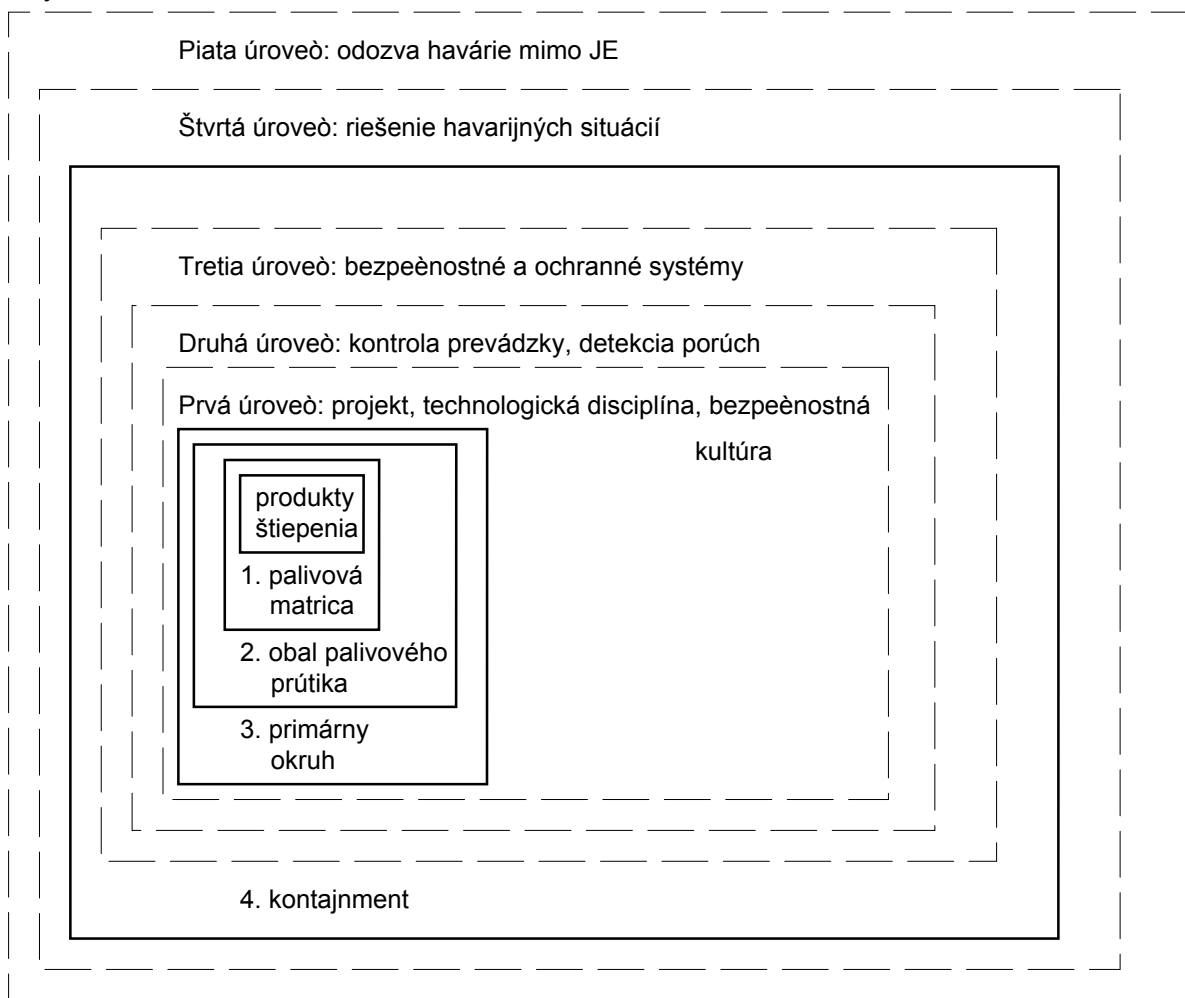
II Veľké poškodenie paliva

IV Nekontrolované tavenie paliva

Iný pohľad na hĺbkovú ochranu je uvedený na obr.61, ktorý ukazuje vzťah medzi fyzickými bariérami a úrovňami ochrany, ktoré spolu vytvárajú hĺbkovú ochranu. Ukazuje vzájomnú väzbu medzi jej jednotlivými časťami, ktoré vytvárajú prekážky medzi rádioaktívnymi látkami v normálnom stave a poškodením obyvateľstva alebo životného prostredia, ku ktorému by došlo v prípade rozptylu rádioaktívnych látok pri havárii. Transportné možnosti produktov štiepenia sú uvedené na obr. 6.2.

Prvá úroveň hĺbkovej ochrany je charakterizovaná kombináciou konzervatívneho projektu, zabezpečenia kvality, kontrolných činností a celkovej bezpečnostnej kultúry, z ktorých každá spevňuje úspešnosť prekážok proti úniku rádioaktívnych látok.

Prvými tromi fyzickými bariérami sú matrica paliva, pokrytie paliva a hranice primárneho okruhu. Všetky JE, ktoré sú v prevádzke alebo sa plánuje ich výstavba, majú všetky tieto bariéry.



Obr.6.1. - Princíp hĺbkovej ochrany na JE

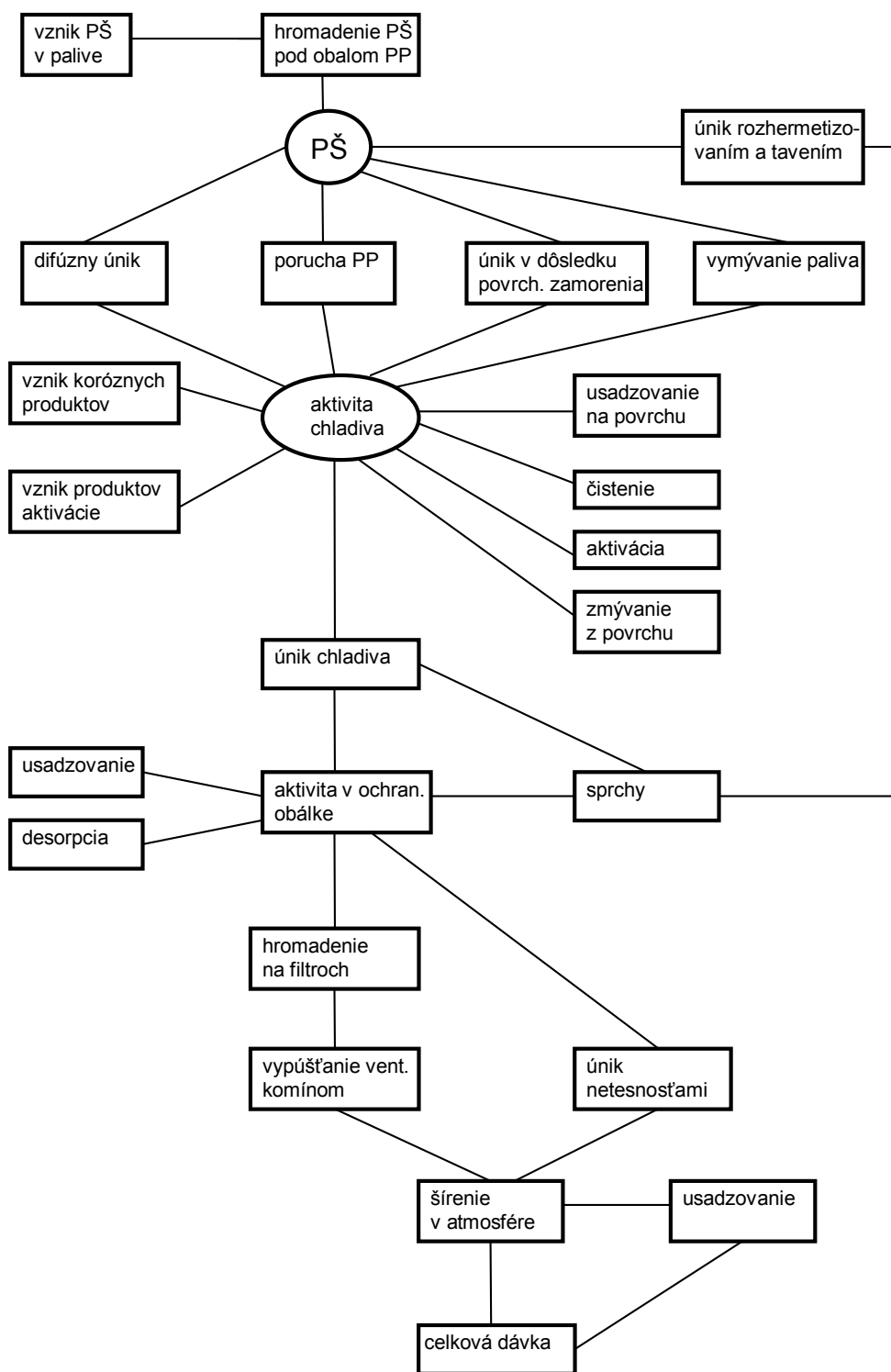
Druhou úrovňou hĺbkovej ochrany je riadenie prevádzky vrátane odozvy na abnormálne prevádzkové stavy alebo na výskyt porúch systémov. Táto úroveň ochrany zaisťuje trvalú integritu prvých troch bariér a dohromady ju tvoria normálne prevádzkové regulačné systémy a bariéry.

Tretiu úroveň ochrany tvoria bezpečnostné a ochranné systémy, ktoré majú zabrániť rozvoju porúch zariadení a chýb personálu do projektových havárií, projektových havárií do nadprojektových havárií a ďalej zaistiť zadržanie rádioaktívnych látok v ochrannej obálke.

Ochranná obálka tvorí štvrtú bariéru, pokiaľ nie je preukázané, že jej funkcia je zabezpečená inými prostriedkami.

Štvrtá úroveň ochrany taktiež zahŕňa opatrenia, ktoré obsahujú riadenie činností pri haváriách zameraných na udržanie celistvosti ochrannej obálky.

Piatu úroveň ochrany tvoria opatrenia havarijných plánov, ktoré majú za cieľ znížiť účinky úniku rádioaktívnych látok do vonkajšieho okolia a ochranu obyvateľstva.



Obr.6.2. - Transportné možnosti produktov štiepenia v JE

6.8 Štátny dozor nad jadrovou bezpečnosťou

Legislatívny rámec jadrovej bezpečnosti vytvára štát. Vo všeobecnej hierarchii legislatívy SR rozoznávame základné kategórie:

Zákon je základnou normatívnou legislatívou schválenou NR SR v súlade so štátnou ústavou.

Vyhláška je časťou legislatívy, ktorú vydávajú kompetentné orgány za účelom vykonania istého zákona parlamentu.

Výnos sa vydáva za účelom realizácie zákona alebo vyhlášky.

Právne záväzné legislatívne dokumenty Európskej únie sú:

Nariadenia (regulations) majú všeobecnú platnosť, sú záväzné ako celok vo všetkých častiach a priamo použiteľné vo všetkých členských štátoch.

Smernice (directives) sú záväzné pre každý členský štát, a to vzhľadom na výsledok, ktorý sa má dosiahnuť, pričom sa voľba foriem a metód transpozície ponecháva národným orgánom

Rozhodnutia (decisions) sú záväzné ako celok vo všetkých častiach pre toho, komu sú určené

Ústredným orgánom štátnej správy Slovenskej Republiky pre oblasť jadrového dozoru je **Úrad jadrového dozoru** (ÚJD). Podľa zákona NR SR č. 2/1993 Z.z., ktorý bol nahradený zákonom NR SR č. 575/2001 Z.z. (tzv. Kompetenčný zákon) ÚJD zabezpečuje výkon štátneho dozoru nad jadrovou bezpečnosťou jadrových zariadení, vrátane dozoru nad nakladaním s rádioaktívnymi odpadmi, vyhoreným palivom a ďalšími fázami palivového cyklu, ako aj nad jadrovými materiálmi vrátane ich kontroly a evidencie. Zabezpečuje posudzovanie zámerov programu využitia jadrovej energie a kvality vybraných zariadení a prístrojov jadrovej techniky a záväzky Slovenskej republiky vyplývajúce z medzinárodných zmlúv, týkajúce sa jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení s jadrovými materiálmi.

Hlavným poslaním ÚJD je zaručiť občanom Slovenskej republiky ako i medzinárodnému spoločenstvu, že jadrová energia sa na území Slovenskej republiky bude využívať výlučne na mierové účely a že slovenské jadrové zariadenia sú projektované, budované, prevádzkované a vyradené v súlade s príslušnou legislatívou.

Poslaním ÚJD je taktiež dohliadať na to, aby prevádzka jadrových zariadení neohrozila samotných zamestnancov jadrových zariadení, alebo obyvateľstvo a taktiež aby prevádzka jadrových zariadení nepoškodila životné prostredie, alebo nespôsobila ujmu na majetku. ÚJD pri svojej činnosti využíva výsledky vedy a výskumu ako i medzinárodnú spoluprácu s cieľom dosiahnutia medzinárodne akceptovateľnej úrovne jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení v Slovenskej republike. Dôležitou činnosťou, ktorá úzko súvisí s hlavným poslaním ÚJD je i kontrola jadrových materiálov, špeciálnych materiálov a zariadení, to znamená položiek, ktoré by sa dali za určitých okolností i zneužiť na iné ako mierové účely.

Pôsobnosť Úradu jadrového dozoru, povinnosti a úlohy ÚJD vymedzuje Zákon o mierovom využívaní jadrovej energie, č.541/2004 Z.z.

Tento zákon upravuje:

podmienky mierového využívania jadrovej energie a podmienky podnikania v oblasti využívania jadrovej energie,

podmienky výkonu štátnej správy, štátneho dozoru a pôsobnosť Úradu jadrového dozoru Slovenskej republiky (ďalej len "úrad") v oblasti jadrovej bezpečnosti jadrových zariadení, pri mierovom využívaní jadrovej energie a pri podnikaní v oblasti využívania jadrovej energie, ako aj pri preprave a nakladaní s jadrovými materiálmi, s rádioaktívnymi odpadmi a s vyhoretým jadrovým palivom, fyzickej ochrane jadrových zariadení, jadrových materiálov, vyhorelého jadrového paliva a fyzickej ochrane pri preprave jadrových materiálov, rádioaktívnych odpadov a vyhorelého jadrového paliva (ďalej len "preprava rádioaktívnych materiálov") a pri havarijnom plánovaní,

kategorizáciu jadrových materiálov, podmienky nakladania s jadrovými materiálmi,

podmienky nakladania s rádioaktívnymi odpadmi a s vyhoretým jadrovým palivom,

podmienky jadrovej bezpečnosti,

podmienky overovania osobitnej odbornej spôsobilosti a odbornej spôsobilosti zamestnancov držiteľov povolení,

systém havarijnej pripravenosti,

zodpovednosť za jadrovú škodu a jej finančné krytie,

práva a povinnosti fyzických osôb a právnických osôb pri mierovom využívaní jadrovej energie a pri podnikaní v oblasti využívania jadrovej energie,

sankcie za porušenie povinností vyplývajúcich z tohto zákona.

Zákon definuje okrem iného aj oprávnenia inšpektorov jadrovej bezpečnosti pri kontrolnej činnosti a povinnosti orgánov a organizácií. Zároveň zákon oprávňuje ÚJD vydávať všeobecne záväzné právne predpisy o jadrovej bezpečnosti.

K zákonu o mierovom využívaní jadrovej energie boli v roku 2006 vydané tieto vyhlášky:

- O bezpečnostnej dokumentácii
- O požiadavkách na systémy QA
- O udalostiach na jadrových zariadeniach
- O preprave jadrových materiálov a RA odpadov
- O havarijnom plánovaní
- Evidencia a kontrola jadrových materiálov
- O nakladaní s RAO a vyhoretým jadrovým palivom
- Odborná spôsobilosť zamestnancov JZ
- Zabezpečenie fyzickej ochrany
- O požiadavkách na jadrovú bezpečnosť JZ
- O periodickom hodnotení jadrovej bezpečnosti

Maximálne limity množstiev jadrových materiálov, pri ktorých sa nepredpokladá vznik jadrovej škody

Zoznam špeciálnych materiálov a zariadení

V zmysle zákona je ÚJD SR špecializovaným stavebným úradom – nerozhoduje ale o umiestňovaní stavby.

Národný inšpektorát práce (NIP, bývalý Úrad bezpečnosti práce - ÚBP) vydal v minulosti špeciálne pre oblasť jadrovej energetiky vyhlášku č. 66/1989 Zb. na zaistenie bezpečnosti technických zariadení v jadrovej energetike. Túto vyhlášku zrušil zákon č. 124/2006 Z. z. o bezpečnosti a ochrane zdravia pri práci a o zmene a doplnení niektorých zákonov. Požiadavky na technickú dokumentáciu a sprievodnú technickú dokumentáciu vybraných zariadení jadrových zariadení upravuje v súčasnosti vyhláška ÚJD SR č. 56/2006 Z. z. Pre vyhradené technické zariadenia v jadrových zariadeniach, ktoré nie sú vybranými zariadeniami, sa uplatňuje vyhláška MPSVR SR č. 718/2002 Z. z. na zaistenie bezpečnosti a ochrany zdravia pri práci a bezpečnosti technických zariadení, pre zariadenia, ako sú:

tlakové nádoby, parogenerátory, potrubia a kolektory, čerpadlá, hydraulické a pneumatické zariadenia,

- zdvíhacie zariadenia,
- elektrické zariadenia,
- plynové zariadenia.

Obdobne sa v plnej miere uplatňuje vyhláška č. 59/1982, ktorou sa určujú základné požiadavky na zabezpečenie bezpečnosti práce a technických zariadení.

Vo vzťahu k ochrane životného prostredia ustanovuje základné zásady a povinnosti zákon č. 17/1992 o životnom prostredí v znení neskorších predpisov. Tento zákon ustanovuje zodpovednosti za znečisťovanie a poškodzovanie životného prostredia a výšku sankcií, ktoré je možné v takomto prípade uložiť. Špecifické opatrenia ochrany životného prostredia sa realizujú prostredníctvom série zákonov a vyhlášok, ktoré sa vzťahujú na rôzne environmentálne médiá a priemyselné praktiky. Najdôležitejšou legislatívou z pohľadu nerádioaktívneho vplyvu jadrových zariadení na životné prostredie sú :

zákon č. 364/2004 Z. z. o vodách a o zmene zákona Slovenskej národnej rady č. 372/1990 Zb. o priestupkoch v znení neskorších predpisov (vodný zákon) a nariadenie vlády SR č. 296/2005 Z. z., ktorým sa ustanovujú požiadavky na kvalitu a kvalitatívne ciele povrchových vôd a limitné hodnoty ukazovateľov znečistenia odpadových vôd a osobitných vôd , ktoré špecifikujú limity fyzikálno-chemických parametrov pre povrchové vody,

zákon č. 478/2002 Z. z. o ochrane ovzdušia a ktorým sa dopĺňa zákon č. 401/1998 Z. z. o poplatkoch za znečisťovanie ovzdušia v znení neskorších predpisov (zákon o ovzduší), spolu s vyhláškami, ktoré špecifikujú limity pre plynné znečisťovacie výpuste do atmosféry,

zákon č. 223/2001 Z. z. o odpadoch a o zmene a doplnení niektorých zákonov.

Pre vydanie povolenia na umiestnenie veľkého zdroja znečisťovania ovzdušia, povolenia veľkého zdroja a povolenia na jeho užívanie sa vyžaduje súhlas orgánu ochrany ovzdušia, ktorým je okresný úrad životného prostredia.

Činnosť orgánov a organizácií, zameraných na oblasť ochrany zdravia vymedzuje zákon č. 355/2007 o ochrane, podpore a rozvoji verejného zdravia a o zmene a doplnení niektorých zákonov. Štátnu správu na úseku verejného zdravotníctva vykonávajú:

Ministerstvo zdravotníctva SR,

Úrad verejného zdravotníctva Slovenskej republiky a

regionálne úrady verejného zdravotníctva.

Úrad verejného zdravotníctva SR (ÚVZ SR) je rozpočtová organizácia, ktorá je rozpočtom napojená na rozpočet ministerstva. Jeho činnosť riadi a za jeho činnosť zodpovedá hlavný hygienik SR. ÚVZ vydáva povolenia na činnosti vedúce k ožiareniu a činnosti dôležitých z hľadiska radiačnej ochrany. Ďalej určuje podmienky na vykonávanie týchto činností a vydáva povolenia na uvoľňovanie rádioaktívnych látok a rádioaktívne kontaminovaných predmetov a materiálov do životného prostredia. ÚVZ zároveň vykonáva štátny zdravotný dozor v jadrových zariadeniach a na pracoviskách, na ktoré vydal povolenie.

Základným dokumentom pre oblasť radiačnej bezpečnosti je vyhláška MZ SR č. 545/2007, ktorou sa ustanovujú podrobnosti o požiadavkách na zabezpečenie radiačnej ochrany pri činnostiach vedúcich k ožiareniu a činnostiach dôležitých z hľadiska radiačnej ochrany a nariadenie vlády SR č. 345/2006 Z. z. o základných bezpečnostných požiadavkách na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením. Okrem všeobecných povinností fyzických a právnických osôb definuje požiadavky na spôsobilosť pracovníkov, výstavbu, vybavenie a prevádzku pracovísk so zdrojmi ionizujúceho žiarenia, výrobu, prepravu a využívanie žiaričov. Príloha vyhlášky určuje najvyššie prípustné a medzné dávky ionizujúceho žiarenia, ako aj medzné príjmy rádioaktívnych látok.

6.9 Medzinárodná stupnica hodnotenia jadrových nehôd INES

Objektívne posúdenie dopadu jednotlivých nehôd na jadrovú bezpečnosť je mimoriadne náročný proces. Ohodnotenie dopadu nehôd na jadrovú bezpečnosť musí zohľadniť i stupeň poznania ľudí, ktorí sa snažia o pochopenie závažnosti jadrových nehôd. Kým odborníci z radov prevádzkovateľa jadrovej elektrárne alebo z Úradu jadrového dozoru SR hodnotia jadrové nehody najmä z pohľadu ochrany do hĺbky, funkčnosti bezpečnostných a havarijných systémov, pátrajú po koreňových príčinách a analyzujú priebeh a možné dopady nehôd, laická verejnosť požaduje stručnú a zrozumiteľnú informáciu, podľa ktorej by sa vedela zariadiť. Napríklad ako pri hodnotení zemetrasenia dvanásťstupňovou makroseizmickou stupnicou MSK-64, resp. jej inovovanou verziou EMS-98.

Medzinárodná stupnica INES (International Nuclear Events Scale) sa pri kategorizácii závažnosti udalostí na jadrových zariadeniach využíva už takmer 20 rokov. Bola zostavená koncom 80-tych rokov skupinou špecialistov nominovaných prostredníctvom Medzinárodnej agentúry pre atómovú energiu (IAEA) a Agentúry pre jadrovú energiu pri EHS (OECD/NEA). Popri obecných zásadách sa na tvorbu stupnice využili najmä skúsenosti Francúzska a Japonska, kde už boli obdobné národné stupnice zavedené do praxe. Jej hlavným cieľom je uľahčiť vzájomné porozumenie medzi odborníkmi z oblasti jadrovej energetiky navzájom, ako aj smerom k verejnosti a masovokomunikačným prostriedkom. Stupnica sa pokúša jednoduchými pojmami pomenovať a kvantifikovať havárie, poruchy, resp. prevádzkové odchýlky, ku ktorým môže dôjsť v JE a tiež vyhodnotenie udalostí, ktoré môžu nastať pri transporte rádioaktívnych materiálov. Medzinárodná stupnica INES má teda slúžiť najmä na okamžité poskytnutie informácií pre verejnosť, z ktorých by bol zrejмый bezpečnostný význam havárie a jej pravdepodobné dôsledky.

Hlavnými kritériami pre zaradenie udalosti do stupnice INES sú ich dopad na prevádzkový personál, obyvateľstvo a životné prostredie, či boli poškodené bariéry na zabránenie šíreniu rádioaktívnych produktov štiepenia, prípadne či bola narušená funkčnosť jednotlivých bezpečnostných systémov. V tabuľkách 6.3 a 6.4 sú uvedené dva zaužívané tvary INES stupnice - základný a popisný.

Stupnica hodnotí iba tie udalosti, ktoré súvisia s jadrovou bezpečnosťou. Priemyselné havárie alebo iné udalosti, ktoré nesúvisia jadrovou bezpečnosťou nie sú hodnotené a označujú sa ako udalosti mimo stupnice. Patria sem napríklad poruchy, ktoré majú vplyv iba na prevádzku turbíny alebo generátora. Rovnako aj udalosti typu požiar, pád lietadla alebo zemetrasenie, ktoré sú samé o sebe závažné, sú hodnotené termínom "pod stupnicou závažnosti" - stupeň 0, ak nezahŕňajú radiačné riziká (dokonca aj keď dôjde k úmrtiu v dôsledku iných príčin).

Samotná stupnica je rozdelená na dve časti. Dolné stupne (1-3) predstavujú jadrové nehody, horné stupne (4-7) jadrové havárie. Stupnica je navrhnutá približne ako logaritmická, t.j. počet udalostí by mal teoreticky klesať približne o 1 rád pri každom stupni.

Druhý stĺpec v tabuľke 1 sa vzťahuje na udalosti, pri ktorých sa uvoľňuje rádioaktivita do okolia. Informácia o radiačných únikoch sa bezprostredne dotýka verejnosti. Pri hodnotení následkov havárie na okolie jadrového zariadenia vychádzame zo skutočných radiačných následkov ako sú únik produktov štiepenia, ožiarenie obyvateľstva, resp. z možných opatrení, ktoré obyvateľstvo chráni pred následkami úniku rádioaktívnych látok. Úniky pri stupňoch 0, 1 a 2 považujeme z hľadiska následkov na životné prostredie za bezvýznamné. V týchto nižších stupňoch sa uplatňuje iba kritérium hĺbkovej ochrany.

Najnižší bod stĺpca prislúcha udalosti klasifikovanej ako "vážna nehoda" 3 a predstavuje únik, pri ktorom najviac ožiarený jedinec z okolia jadrovej elektrárne je vystavený odhadovanému dávkovému ekvivalentu, číselne rovnému približne 0.1 ročného limitu dávkového ekvivalentu pre obyvateľstvo. Táto dávka je porovnateľná približne s desatinou ročnej dávky, ktorou je zaťažené obyvateľstvo od prirodzeného pozadia. Pri 7 (najvyššom stupni) dochádza k rozsiahlym

následkom na zdraví obyvateľstva a na životnom prostredí. Ako príklad je žiaľ možné uviesť následky havárie Černobyľskej JE (1986).

Tretí stĺpec popisuje účinky udalostí na jadrové zariadenie. Táto kategória sa pohybuje v rozmedzí stupňov 3-5, teda od veľkej kontaminácie alebo prekročenia limitov ožiarenia pracovníkov až po vážne poškodenia aktívnej zóny reaktora. Ide predovšetkým o rozptyl rádioaktívnych produktov štiepenia za ich jednotlivé projektové bariéry. Pri tomto kritériu sa zvlášť uvažuje stav paliva a jeho povlaku, pretože poškodenie zóny, resp. koncentrácia produktov štiepenia zvýšená nad limitnú hodnotu vedie k odstaveniu JE z prevádzky.

Všetky JE sú projektované tak, aby sa postupným zapojovaním bezpečnostných systémov zabránilo veľkému dopadu udalostí na okolie, resp. samotné zariadenie. Štvrtý stĺpec tabuľky sa teda týka udalostí, pri ktorých bol narušený systém hĺbkovej ochrany zariadenia a zahŕňa stupne 1 až 3.

Úroveň/Popis	Kritériá		
	Dôsledky mimo hranice zariadenia	Dôsledky v hraniciach jadrového zariadenia	Zníženie ochrany do hĺbky
7 Veľmi ťažká havária	značné uvoľnenie rádioaktívnych látok, veľké účinky na zdravie a životné prostredie		
6 Ťažká havária	významné uvoľnenie rádioaktívnych látok, úplná realizácia miestnych havarijných plánov		
5 Havária s účinkami mimo hranice zariadenia	obmedzené uvoľnenie rádioaktívnych látok, čiastočná realizácia miestnych havarijných plánov	veľké poškodenie aktívnej zóny reaktora	
4 Havária obmedzená hlavne na jadrové zariadenie	malé uvoľnenie rádioaktívnych látok, ožiarenie obyvateľstva je v rámci povolených limitov	čiastočné poškodenie aktívnej zóny reaktora	
3 Vážna nehoda	veľmi malé uvoľnenie rádioaktívnych látok, ožiarenie obyvateľstva predstavuje zlomok z povolených limitov	rozsiahla kontaminácia, nadmerné ožiarenie zamestnancov	takmer havarijný stav, zlyhanie opatrení v rámci hĺbkovej ochrany
2 Nehoda			nehody s potenciálnymi dôsledkami pre bezpečnosť
1 Porucha			odchýlky od povoleného prevádzkového režimu
0 Udalosť pod stupnicou			nevýznamné pre bezpečnosť

	Stupeň	Popis	Priklady
HAVÁRIE	7 Veľmi vážna havária s účinkami na okolie	- únik veľkého množstva rádioaktívnych látok do okolia jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia - možnosť okamžitých zdravotných následkov. Neskoršie zdravotné následky sa môžu prejaviť aj na rozsiahlom území mimo jadrového zariadenia - dlhodobé následky pre životné prostredie - okamžité zavedenie opatrení podľa plánov na ochranu obyvateľstva.	Černobyl', (1986) ZSSR (teraz Ukrajina) - rozsiahle následky pre zamestnancov, obyvateľstvo a životné prostredie
	6 Vážna havária s účinkami na okolie	- únik rádioaktívnych látok do okolia jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia - za účelom obmedzenia a zmiernenia následkov na zdravie je potrebné zavedenie všetkých opatrení podľa plánov na ochranu obyvateľstva.	Kyštym – závod na spracovanie paliva (1957), ZSSR (teraz Rusko) - rozsiahle následky pre životné prostredie a zamestnancov zariadenia
	5 Havária s účinkami na okolie	- únik rádioaktívnych látok do okolia jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia - hrozí prekročenie povolených limitov pre ožiarenie obyvateľstva - je potrebné zavedenie časti opatrení podľa plánov na ochranu obyvateľstva.	Windscale, UK (1957) - následky na živ. prostredie Three Mile Island, USA (1979) - vážne poškodenie reaktora, kontaminácia v rámci elektrárne
	4 Havária s vážnymi účinkami na jadrové zariadenie	- únik rádioaktívnych látok do okolia jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia nad povolené limity, ale v množstvách, pri ktorých nie sú v okolí jadrovej elektrárne prekročené povolené limity ožiarenia pre obyvateľstvo - nie je pravdepodobne potrebné zavedenie opatrení na ochranu obyvateľstva, iba ak kontrola nechránených potravín a monitorovanie žiarenia v okolí - z dôvodu vážneho poškodenia jadrového zariadenia môže dôjsť k nadmernému ožiareniu pracovníkov jadrovej elektrárne.	Saint-Laurent, Francúzsko (1980) A-1, ČSSR (1977) Windscale, závod na prepracovanie paliva, Anglicko (1973) - poškodenie zariadenia Buenos Aires, výskumný reaktor, Argentína (1983) - nadmerné ožiarenie viacerých pracovníkov

NEHODY	3 Vážna nehoda	- únik rádioaktívnych látok do okolia jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia nad povolené limity. Dávka pre kritickú skupinu obyvateľstva je zlomkovou hodnotou z povolených limitov - opatrenia na ochranu obyvateľstva v okolí jadrovej elektrárne alebo jadrového zariadenia nie sú potrebné.	Vandellos, Španielsko (1989) - únik rádioaktivity mimo elektrární, avšak hodnoty dávky pre obyvateľstvo boli zlomkom hodnoty povolenej pre obyvateľstvo. Došlo však k zamoreniu vnútri elektrárne a k nadmernému ožiareniu pracovníkov.
	2 Nehoda	- technická porucha alebo odchýlka so zlyhaním časti bezpečnostných systémov a opatrení, ostáva však ešte dostatok bezpečnostných bariér na zabránenie ďalšieho zhoršenia stavu. Takáto udalosť je signálom k následnému prehodnoteniu bezpečnostných opatrení.	Mihama, jadrová elektráreň, Japonsko, technická porucha, ktorá neovplyvnila bezpečnosť, viedla však k prehodnoteniu bezpečnostných opatrení
	1 Porucha	- funkčná alebo prevádzková odchýlka od povolených limitov a podmienok prevádzky, ktorá nepredstavuje riziko a je zvládnutá bezpečnostnými systémami, ale poukazuje na drobné nedostatky v prevádzkových postupoch.	
Pod stupnicou	0 Odchýlka	- odchýlka v rámci povolených limitov a podmienok prevádzky, ktorá je bezpečne zvládnutá príslušnými prevádzkovými postupmi.	

Do praxe bola stupnica INES zavedená v roku 1991. Prvá inovácia stupnice INES (rozšírenia pre oblasť transportu rádioaktívnych materiálov) bola schválená v roku 2001, ďalšia inovácia spolu s manuálom na jej optimálne využitie, bude publikovaná v roku 2009. Hoci stupnica zostáva v podstate bezo zmeny, spresňujú sa detaily v oblastiach ako: dávky pre jednotlivcov, transport štiepiteľných materiálov, udalosti spojené s poškodením jadrového paliva a podobne. Manuál sa ďalej zameriava aj na zjednotenie terminológie v danej oblasti.

Na Slovensku prišlo v rokoch 1976 a 1977 k udalostiam na jadrovej elektrárni A1, ktoré viedli k jej definitívnemu odstaveniu. V tých rokoch stupnica INES ešte neexistovala, podľa dnes platných kritérií by bola udalosť z roku 1977 klasifikovaná stupňom 4. Jadrová elektráreň je v súčasnom období v štádiu vyradovania.

Prevádzka slovenských jadrových zariadení je v posledných desaťročiach bezpečná a spoľahlivá dokumentuje to relatívne nízky počet udalostí, ktoré boli klasifikované v dolnej škále stupnice INES. Ich ročný výskyt je dokumentovaný v tabuľke 3. Za povšimnutie stojí najmä nízky počet udalostí na oboch blokoch jadrovej elektrárne V-1, ktorá podľa počtu udalostí INES patrila medzi najlepšie prevádzkované jadrové elektrárne na svete.

Výskyt udalostí klasifikovaný v stupnici INES na Slovensku od roku 2000. **Tabuľka 6.3**

Rok	V-1		V-2		EMO1,2		Spolu	
	INES 0	INES 1	INES 0	INES 1	INES 0	INES 1	INES 0	INES 1
2000	20	0	19	1	24	1	63	2
2001	19	0	10	0	12	2	41	2
2002	23	0	13	0	13	1	49	1
2003	25	0	14	0	11	1	50	1
2004	13	0	17	1	12	1	42	2
2005	6	0	11	0	3	1	20	1
2006	8	0	12	0	9	0	29	0
2007	3	0	18	0	5	2	26	2
2008	5	0	9	0	4	1	18	1

Napriek týmto výborným výsledkom, ktoré poukazujú na vysokú kvalitu prevádzky reaktorov typu VVER-440. Je ale veľmi dôležité neuspokojovať sa so súčasnými výsledkami. Stále sa treba usilovať o zlepšenie, dôrazne dbať na to, aby sa eliminovali príčiny, ktoré udalosti spôsobujú alebo vyvolajú ich opakovanie. Táto snaha je potrebná ako zo strany prevádzkovateľa, tak i zo strany štátneho dozoru.

7 Odporúčaná literatúra

CIRÁK, J. a kol.: *Pyramída - Jadrová energia a-z*. Obzor, Bratislava 1989

SLUGENĚ, V. – KOVÁČZ, Z. – HINCA, R.: *Bezpečnosť a spoľahlivosť jadrových elektrární*. Skriptá FEI STU, ISBN 80-227-0841-0, 1996

BEČVÁŘ, J. a kol.: *Jaderné elektrárny*. SNTL/ALFA, 1981

SLUGENĚ, V. – LIPKA, J – HAŠČÍK, J. – NEČAS, V. – PAVLOVIČ, M.: *Jadrovoenergetické zariadenia I*. Skriptá FEI STU, ISBN 80-227-2101-8, 2004