

JIHOČESKÁ UNIVERZITA V ČESKÝCH BUDĚJOVICÍCH
ZDRAVOTNĚ SOCIÁLNÍ FAKULTA

Diplomová práce

Porovnání výpustí českých a světových jaderných elektráren

Vypracoval: Bc. Petr Dobeš

Vedoucí práce: Ing. Josef Koc, CSc.

2007

Abstrakt

Comparison of the gaseous and liquid releases of the Czech and world nuclear power plants

In this work, which deals with problematics of releases from nuclear power plants, I tried to make an overview of various types of nuclear power plants and radioisotopes which are released through liquid and gaseous effluents. As a part of this comparison evaluation of czech and world nuclear power plants gaseous and liquid releases was made.

Introductory part of this work contains information about different types of nuclear power plants and radioisotopes, which are produced in their reactors. It continues with today's legislative and information about releasing levels and methods and systems used for measurement of radioactive gaseous and liquid effluents from nuclear power plants.

Second part of this work describes the aim of this work and hypothesis. Third part explains the methods, which were used for completing of this work.

Fourth part contains results in the form of tables and graphs. Fifth part represents discussion of the results. Last part is a summarization of the results.

Prohlášení:

Prohlašuji, že jsem svoji diplomovou práci na téma „Porovnání výpustí českých a světových jaderných elektráren“ zpracoval samostatně a použil jsem jen zdrojů, které cituji a uvádím v příloze.

Prohlašuji, že v souladu s § 47b zákona č.111/1998 sb. v platném znění souhlasím se zveřejněním své diplomové práce, a to v nezkrácené podobě elektronickou cestou ve veřejně přístupné části databáze STAG provozované Jihočeskou univerzitou v Českých Budějovicích na jejích internetových stránkách.

V Českých Budějovicích dne: 28.května 2007

.....

Petr Dobeš

Rád bych na tomto místě poděkoval svému konzultantovi Ing. Josefu Kocovi, CSc. za cenné rady a připomínky, které mi poskytoval během psaní mé diplomové práce. Dále bych chtěl také poděkovat Ing. Jiřímu Pospíchalovi z LRKO v Českých Budějovicích za ochotu, s kterou mi poskytl některé materiály nutné ke zpracování mé diplomové práce.

Obsah

Úvod.....	6
1 Současný stav.....	7
1.1 Druhy jaderných elektráren a typy energetických jaderných reaktorů.....	7
1.1.1 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými tlakovou vodou.....	10
1.1.1.1 Tlakovodní reaktory západní koncepce	11
1.1.1.2 Tlakovodní reaktory VVER.....	15
1.1.2 Jaderné elektrárny s varnými reaktory.....	22
1.1.3 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými plynem.....	23
1.1.3.1 Magnoxové reaktory	24
1.1.3.2 Zdokonalený plynem chlazený reaktor.....	24
1.1.3.3 Vysokoteplotní plynem chlazené reaktory	25
1.1.3.4 Plynem chlazené těžkovodní reaktory	27
1.1.4 Jaderné elektrárny s grafitovými reaktory chlazenými vodou.....	27
1.1.5 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými tekutými kovy	31
1.2 Štěpné a aktivační produkty vznikající při provozu jaderných elektráren.....	37
1.2.1 Radionuklidy vypouštěné do ovzduší	38
1.2.2 Radionuklidy vypouštěné do vodotečí.....	40
1.3 Evropská a česká legislativa v oblasti uvolňování radionuklidů do životního prostředí	41
1.4 Optimalizační meze, limity a podmínky pro výpusti z jaderných elektráren	41
1.4.1 Limity a podmínky jaderné elektrárny Temelín pro výpusti do ovzduší	42
1.4.2 Limity a podmínky jaderné elektrárny Temelín pro výpusti do vodotečí.....	42
1.4.3 Rozsah monitorování plynných a kapalných výpustí do okolí JETE	43
1.4.3.1 Výpusti do ovzduší	43
1.4.3.2 Výpusti do vodotečí.....	45
2 Cíl práce a hypotéza.....	47
3 Metodika	48
4 Výsledky	49
4.1 Plynné výpusti.....	50
4.2 Kapalně výpusti	60
5 Diskuze	68
6 Závěr	73
7 Seznam použité literatury	74
8 Klíčová slova	76
9 Příloha.....	77

Úvod

Diplomovou prací, která se zabývá výpustmi z jaderných elektráren, jsem si nevybral jen z toho důvodu, že se jedná o velmi zajímavé téma, ale chtěl jsem zejména lépe porozumět této problematice.

První řízená štěpná řetězová reakce, která je základním dějem při přeměně energie jádra v energii tepelnou v dnešních reaktorech, byla uskutečněna roku 1942 Enricem Fermim. Od této chvíle uplynulo již 65 let a za tuto poměrně krátkou dobu prodělalo toto odvětví lidské činnosti neskutečný vývoj. Smutným faktem je, že první zkušenosti široké veřejnosti s atomovou energií jsou spojeny s koncem 2. světové války a explozí dvou atomových bomb nad japonskými městy Hirošimou a Nagasaki. V průběhu těchto 65 let se hledala nejvýhodnější forma výroby energie z jádra, což dalo za vznik velkému počtu různých typů jaderných reaktorů. Koncepce jaderných zařízení se v jednotlivých zemích lišily podle možností a priorit dané země a do pádu Železné opony i podle politické doktríny. Některé koncepce reaktorů totiž neměly za svůj prvotní úkol výrobu elektrické energie, ale spíše produkci štěpného materiálu využitelného při výrobě zbraní hromadného ničení. Zpravidla při tom ani nebyl brán výrazný ohled na velikost plyných a kapalných výpustí, které jsou nedílnou součástí procesu získávání jaderné energie.

V současné době je na celém světě v provozu několik stovek jaderných reaktorů o celkovém výkonu stovek tisíc megawattů a další jsou ve výstavbě. Při zavádění nových koncepcí je brán velký zřetel na bezpečnost všech systémů. Z hlediska bezpečnosti je dnes standardem tlakovodní reaktor a pokud by nějaká nová koncepce, byť ekonomicky výhodná, měla horší bezpečnostní parametry, neměla by šanci na realizaci. Při provozu jaderných reaktorů vzniká řada radionuklidů více či méně závažných pro člověka a životní prostředí. Na jaderných elektrárnách jsou proto rozličné filtrační a čistící systémy, které mají za úkol zabránit průniku takto vzniklých radionuklidů do životního prostředí. Bohužel i přes to nejsou stávající technická opatření schopna v plné míře tyto produkty zachytit, a proto se musí řízeným způsobem vypouštět do okolního prostředí. Z toho vyplývá nutnost monitorování těchto výpustí a samozřejmě i okolí jaderné elektrárny.

1 Současný stav

1.1 Druhy jaderných elektráren a typy energetických jaderných reaktorů

V jaderných elektrárnách dochází k přeměně jaderné energie v energii elektrickou a to za pomoci tepelných okruhů. Pracovní látkou může být pára nebo plyn. Pokud je pracovním médiem plyn, jsou elektrické generátory poháněny plynovými turbínami, je-li pracovní látkou pára, užívají se parní turbíny. Parní oběh jaderné elektrárny může být proveden dvěma způsoby:

- oběh s výrobou páry přímo v aktivním prostoru jaderného reaktoru (varný reaktor);
- oběh s vloženým kapalným nebo plyným chladivem.

První možnost tvoří oběh s jednoduchým uzavřeným okruhem (jednokruhové uspořádání). Druhá alternativa se skládá ze dvou okruhů, primárního a sekundárního. Primárním okruhem obíhá chladivo, které je radioaktivní, sekundárním okruhem proudí neaktivní voda a neaktivní vodní pára. Tyto dva okruhy jsou od sebe navzájem odděleny teplosměnnými plochami parogenerátoru. V některých případech se mezi tyto dva okruhy vkládá z důvodu bezpečnosti ještě třetí okruh (tříokruhové uspořádání při chlazení reaktoru tekutým kovem) s příslušnými výměníky tepla.

„Jaderný reaktor lze definovat jako takové seskupení štěpného materiálu, při němž může probíhat řízená štěpná řetězová reakce a odvod tepla uvolněného štěpením, aniž dojde k poškození reaktoru a úniku radioaktivity do okolí.“⁽⁴⁾ Dnešní energetický reaktor je velmi složitým a sofistikovaným systémem, na hony vzdálený od relativně jednoduchého uspořádání paliva a moderátoru, jakým byl první Fermiho reaktor. V definici byly stanoveny hlavní části reaktoru, ale kromě těchto má jaderný reaktor ještě tyto části:

- reaktorová nádoba – tlaková nádoba, ve které je umístěna aktivní zóna s příslušenstvím;
- systém výměny paliva – umožňuje dálkově ovládanou výměnu paliva a přesouvání z části vyhořelých palivových článků;
- ochranná obálka (kontejnment) – zde je hermeticky uzavřen reaktor a další části primárního okruhu, čímž se podstatně sníží únik produktů štěpení a

radioaktivních částic do okolí v případě velké havárie reaktoru či primárního okruhu.

V dnešní době existuje velké množství druhů jaderných reaktorů, které se navzájem odlišují svým technickým uspořádáním, typem použitého paliva, moderátorem, výkonem a určením. Vezmeme-li v úvahu pouze základní materiály jaderných reaktorů, jako jsou palivo (^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu), množivý materiál (^{232}Th , ^{238}U), moderátor (grafit, H_2O , D_2O , terfenyl, bez moderátoru) a chladivo (CO_2 , He, H_2O , D_2O , terfenyl, Na), získáme násobení všech komponent 180 možných variant, ze kterých lze vycházet při volbě typu jaderného reaktoru. Toto číslo se navíc výrazně zvýší, pokud vezmeme v potaz také rozmanitost v konstrukčním uspořádání. V reálném světě je však velký počet možností vyloučen a to z: fyzikálních důvodů, omezení plynoucí z ekonomických úvah, či zasahují specifické podmínky v určité oblasti. Klasifikaci jaderných reaktorů lze provádět mnoha způsoby, přičemž výchozími faktory mohou být jak fyzikální vlastnosti reaktoru, tak i inženýrské aspekty.

Velmi důležitým znakem pro posouzení typu reaktoru z fyzikálního hlediska je spektrum neutronů. Dle velikosti energie neutronů, které způsobují převážnou část štěpení paliva, rozdělujeme reaktory na dva základní typy:

- tepelné reaktory – štěpení těžkých prvků způsobují tepelné neutrony ($\sim 0,025$ eV), mají v aktivní zóně moderátor, který zpomaluje neutrony;
- rychlé reaktory – ke štěpení dochází pomocí rychlých neutronů, nejsou zpomaleny moderátorem, u těchto reaktorů není moderátor.

Podle typu užitého moderátoru jsou reaktory:

- lehkovodní – moderátorem je lehká voda (H_2O);
- těžkovodní – moderátorem je těžká voda (D_2O);
- grafitové – moderátorem je grafit.

Na typu použitého moderátoru záleží velikost a uspořádání aktivní zóny.

Dále lze reaktory rozdělit dle použitého chladiva na:

- reaktory chlazené plynem – kdy chladícím médiem je plyný oxid uhličitý či helium;
- reaktory chlazené vodou – kdy médiem je lehká či těžká voda;

- reaktory chlazené organickými látkami – chladicím médiem jsou polyfenyly;
- reaktory chlazené tekutým kovem – chladicím médiem je tekutý sodík.

Energie, která se při štěpení v aktivní zóně vyvíjí, je omezena podmínkou, aby teplota v žádném místě aktivní zóny nepřesáhla dovolenou hodnotu, při užitém způsobu odvádění tepla.

Vodou chlazené reaktory lze rozlišit podle toho, zda v jejich aktivní zóně dochází k varu chladiva či nikoliv na:

- varné reaktory – v aktivní zóně dochází k varu vody;
- tlakovodní reaktory – v aktivní zóně nedochází k varu vody.

Zkratky pro jednotlivé typy reaktorů jsou MAAE (IAEA) sestavovány podle druhu moderátoru a chladiva, které daný typ reaktoru používá.

Tabulka č.1: Základní typy jaderných energetických reaktorů⁽⁴⁾

označení podle energie neutronů	označení podle moderátoru	chladiivo	označení dle IAEA
tepelné reaktory	lehkovodní (LWR)	H ₂ O	PWR - tlakovodní reaktor
			BWR - varný reaktor
	grafitové	CO ₂	GCR - magnoxový reaktor
			AGR - zdokonalený plynem chlazený reaktor
		He	HTGR - vysokoteplotní reaktor
	těžkovodní	H ₂ O	LWGR - grafitový reaktor chlazený obyč. vodou
			BWGR - grafitový reaktor chlazený obyč. vodou (varný)
		D ₂ O	PHWR - těžkovodní reaktor - CANDU
	těžkovodní	H ₂ O	HWLWR - těžkovodní reaktor chlazený obyč. vodou
		CO ₂	HWGCR - těžkovodní reaktor chlazený plynem
rychlé reaktory	bez moderátoru	Na	FBR - rychlý množivý reaktor

Následující rozdělení je z hlediska štěpného materiálu. Uranu ²³⁵U lze využít jako štěpného materiálu buď v jeho přírodní formě, nebo ve formě obohaceného uranu (do 5 % - slabé obohacení, do 25% - střední obohacení, do 95 % - silné obohacení).

Variabilní může být i jeho chemická forma; užívá se kovový uran, oxid uranu (UO_2), karbid uranu (UC), popřípadě nitrid, silicid či fluorid.

Podle formy použitého štěpného materiálu rozdělujeme reaktory na:

- homogenní – palivo je rozpuštěno nebo rozptýleno v moderátoru;
- heterogenní – palivo je ve formě palivových článků.

Konstrukční uspořádání a řešení průtoku chladiva nám dělí reaktory na ty:

- v tlakové nádobě (nádobové) – chladivo je uzavřeno v reaktorové tlakové nádobě, která je namáhána tlakem primárního okruhu, aktivní zóna spolu s řídicími tyčemi a vnitřním zařízením reaktoru je uvnitř této tlakové nádoby;
- s tlakovými kanály (kanálové) – každý palivový článek je v samostatné trubce (není třeba náročně konstruovaná tlaková nádoba).

Uspořádání reaktoru souvisí s celkovou koncepcí primárního okruhu. Může být:

- smyčkové – na výstupní a vstupní hrdla nádoby reaktoru navazuje smyčka primárního okruhu;
- integrální – celý primární okruh je v reaktorové nádobě.

Aby byl provoz energetického reaktoru ekonomicky výhodný, jsou na jeho jednotlivé části, které pracují při vysokých teplotách, enormních tlacích, pod vlivem jaderného záření a dynamických účinků proudícího chladiva, kladeny velké nároky na spolehlivost.

1.1.1 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými tlakovou vodou

V těch případech kdy jsou reaktory, které užívají jako chladivo a moderátor obyčejnou vodu, konstruovány a provozovány tak, že v jejich aktivní zóně nedochází k varu vody, mluvíme o tlakovodních reaktorech (PWR – pressurized light-water-moderated and cooled reactor, viz. příloha, obrázek č.1).

Schéma jaderné elektrárny s tlakovodním reaktorem je tříokruhové. Tento systém má nejvíce společných rysů s klasickou elektrárnou a vyplívají z něj jeho základní přednosti. Je poměrně jednoduchý a nabízí možnost použít již vyzkoušené komponenty. Při předpokladu že je k dispozici obohacené palivo a nebo plutonium, není třeba ke konstrukci komponent využívat výjimečných materiálů. U tohoto systému je

poměrně jednoduché zvyšování jeho jednotkového elektrického výkonu na 1000 MW až 1300 MW. Navyšování výkonu nad tuto hranici má omezení ve velikosti tlakové nádoby při požadavku její přepravy z výrobního závodu na místo určení vcelku. Pokud však je možnost dokončení tlakové nádoby na místě určení jejím svařením z několika dílů, lze dosáhnout jednotkového elektrického výkonu i více než 2000 MW. Další technická omezení se nacházejí v teplotě obalů palivových článků a hustota tepelného toku při přestupu tepla z palivového článku (vyloučení krize varu). Tlakovodní reaktory mají vyšší požadavky na štěpný materiál, které jsou dány hlavně vysokou absorpcí neutronů v lehlovodním chladiči a v konstrukčních materiálech aktivní zóny. Mezi další nevýhody patří nízká účinnost tepelného oběhu (okolo 30 % až 34 %), která je dána nízkými parametry syté sekundární páry. Jejich předností je ovšem nízká cena jimi vyrobené energie.

Existuje několik znaků charakteristických pro tlakovodní reaktory. Palivo, které se používá v reaktoru je UO_2 (oxid uraničitý), reaktor má kompaktně uspořádanou zónu, přebytečná reaktivita je kompenzována kyselinou boritou, reaktor je řízen kompenzačními tyčemi zasouványi shora, je u nich dobrá znalost tepelných a fyzikálních vlastností a technologie vody, mají poměrně jednoduchý chladicí systém, mají problémy s korozí a erozí v primárním okruhu, které narůstají s tlakem, teplotou a rychlostí vody, způsob výměny paliva je kampaňový pod vrstvou vody, reaktor má vysokou stabilitu, která je dána velkou hodnotou záporného teplotního součinitele vody a konečně taky požadavky na systém zabezpečení.

1.1.1.1 Tlakovodní reaktory západní koncepce

Původní využití měly tlakovodní reaktory najít jako motory pro podmořská plavidla. První prototyp jaderné elektrárny s tlakovodním reaktorem zahájil provoz v roce 1957 (Shippingport, USA) a první komerční elektrárnou, která k výrobě elektrické energie používala tlakovodní reaktor, byla elektrárna Yankee (USA) o elektrickém výkonu 134 MW spuštěná v roce 1961.

Primární okruh tohoto typu reaktoru je vcelku jednoduchý a spolehlivý. Skládá se z reaktoru a chladících smyček, přičemž každá z nich má vlastní parogenerátor a

jedno oběhové čerpadlo. K jedné smyčce je připojen elektricky vyhřívaný kompenzátor objemu. Co se týče počtu smyček, není u jednotlivých výrobců sjednocen a kolísá mezi 2 až 6. Reaktorová nádoba se skládá ze dvou částí. V dolní části se nachází aktivní zóna reaktoru, ve víku nádoby, které je oddělitelné, jsou zabudovány nátrubky, které slouží k připojení pohonu regulačních tyčí. Ve velké většině se k výrobě nádoby používá nízkolegovaná uhlíková ocel s vnitřní výstelkou z nerezavějící oceli. Palivové články bývají zavěšeny na nosném válci a ten je uchycen na výčnalcích tlakové nádoby v místě uzavírací příruby. K centrování aktivní zóny slouží radiální podpěry. Mezi aktivní zónou a nádobou se nachází tepelné stínění, které má za úkol bránit radiačnímu poškození nádoby. V horní části nádoby jsou vstupní a výstupní hrdla chladicí vody. Toto umístění je zvoleno proto, aby když dojde k poruše potrubí, zůstala aktivní zóna zatopena vodou. K usměrnění proudu chladiva, které protéká aktivní zónou, slouží boční plášť, který je zhotoven z pravoúhlých segmentů a nachází se na vnějším povrchu aktivní zóny. Vstupní hrdla přivádějí chladicí vodu, která protéká nejdříve mezi aktivní zónou a stěnou nádoby. Proud vody se v dolní části obrací a odvádí teplo z palivových tyčí. Poté co opustí chladivo aktivní zónu, odtéká výstupními hrdly. Nad aktivní zónou se nachází ochranná pouzdra pro regulační tyče. Tyto mají za úkol chránit regulační soubory před vibracemi způsobenými hydraulickými silami.

Aktivní zóna se skládá z vyměnitelných palivových článků, které jsou uloženy do třech koncentrických pásem přibližně válcovitého tvaru s různým stupněm obohacení štěpného materiálu. Pokud se provádí výměna paliva, tak se vyjmají nejvíce vyhořelé palivové články z centra aktivní zóny. Ty články, které se nacházely ve středním pásmu se přemísťují do středu a čerstvé články se uloží do okrajové oblasti. Lze však použít i podstatně složitější schéma výměny a přemísťování paliva. Palivový článek se skládá z velkého počtu palivových tyčí, které jsou uspořádány do čtvercové mříže. Mezi jednotlivými tyčemi dochází k proudění vody. Důležitá je také přesná poloha tyčí, a ta je zajištěna několika distančními mřížkami, přičemž jednotlivé typy se liší počtem tyčí v palivovém článku (kazetě). Kazety nejsou ve většině případů opatřeny vnějším pláštěm, a proto dochází k příčnému promíchávání chladiva. Trubka, která tvoří palivovou tyč, je ze zirkoniové slitiny a v jejím nitru jsou hermeticky uzavřeny válcové

tablety z UO_2 . Jejich volnému pohybu v trubce je zabráněno tak, že v horní části tyče je umístěna pružina, která na ně tlačí. V tomto prostoru se navíc hromadí plynné produkty štěpení. Jak již bylo řečeno, distanční mřížka nám udržuje palivovou tyč v požadované poloze a to pomocí pružného péra. Nebrání přitom axiálnímu pohybu tyčí.

Kromě palivových tyčí jsou v kazetě taktéž vodící trubičky. V těchto se pohybují absorpční tyče klastrové regulace. Navíc tyto trubičky slouží jako nosná část kazety. Absorpční tyče jedné kazety nám vytvářejí klastr (svazek), který je zavěšen na pohyblivé tyči. Valná většina výrobců tlakovodních reaktorů západní koncepce využívá pro pohon regulačních tyčí elektromagnetický přímočarý pohon s mechanickými západkami.

Pro výrobu páry se v jaderných elektrárnách západní koncepce využívá vertikálních parních generátorů na sytou páru. Vstup chladiva z primárního okruhu je přes vstupní komoru a odtud do teplosměnných trubek. Odtok chladiva je přes výstupní komoru. Trubky, které jsou U-tvaru, jsou do deskové trubkovnice upevněny zaválcováním a nebo výbuchem. Voda sekundárního okruhu se při přirozené cirkulaci mezi trubkami vypařuje. Nad trubkovým svazkem se nachází žaluziový separátor a sušič páry. Pára vystupuje z parogenerátoru v jeho nejvyšší části. Toto vertikální uspořádání parogenerátorů je velmi výhodné, protože zaujímají podstatně menší plochu. Bohužel se zde vyskytují netěsnosti mezi primární a sekundární stranou, právě v místě uchycení teplosměnných trubek v deskové trubkovnici velkého průměru, čili právě v místech kde na sekundární straně dochází k extrémnímu usazování kalů. Průtok chladiva v chladícím okruhu jaderné elektrárny s tlakovodním reaktorem je zajištěn spolehlivými a velmi výkonnými radiálními odstředivými čerpadly. Existují dva typy těchto hlavních cirkulačních čerpadel. Ucpávková, která se používají pro větší výkony a bezucpávková, která se používají pro menší výkony.

Tlak v primárním potrubí je ovlivňován systémem parní kompenzace objemu primárního chladiva. Nejčastěji se k tomu používá jeden elektricky vyhřívaný kompenzátor, který má tvar svislého válce. Tlak páry udržuje v kompenzátoru hladinu primárního chladiva na určité výši. Pokud dojde k poklesu tlaku, který je vyvolán tím, že se sníží objem chladiva v primárním okruhu, tak se zapne elektrický ohřívák a dojde

k navýšení tvorby páry. Jestliže dojde k opačnému případu, tak začne fungovat sprchový systém, jehož činností dojde ke kondenzaci části páry v horní části kompenzátoru. Na nádobu kompenzátoru bývá napojena jedna hlavní cirkulační smyčka a přes ní se v celém primárním okruhu udržuje při provozu jmenovitý tlak chladiva. Reaktor je navíc kromě tohoto hlavního chladicího okruhu vybaven ještě havarijním systémem chlazení aktivní zóny. Ten spouští svoji činnost při mimořádném poklesu tlaku chladiva v primárním okruhu pokud hrozí to, že dojde k nedostatečnému chlazení reaktoru. Jako výhodné se proto jeví napojení systému havarijního chlazení na tlakovou nádobu pomocí vlastního potrubí a tak se dosáhne toho, že při vzniku maximální havárie (selhání hlavního chladicího okruhu s únikem chladiva) se chladicí voda s kyselinou boritou dostane do aktivní zóny. Likvidace následků úniku chladiva z primárního okruhu je zajištěna sprchovými systémy, ventilačním a filtračním zařízením atd.

Tlakovodní reaktory západní koncepce jsou konstruovány tak, že reaktor i s primárním okruhem jsou uzavřeny v ochranné obálce (kompaktní konstrukce). Tato ochranná obálka uzavírá veškeré nebo část komponent primárního okruhu, přičemž je chrání před okolními vlivy (pád letadla, zemětřesení). Zajišťuje ochranu okolního prostředí jaderné elektrárny před negativními vlivy záření jak během normálního provozu tak i po havárii. Pokud dojde k nekontrolovatelnému úniku radioaktivních štěpných produktů z primárního okruhu, umožňuje zachycení pevných produktů ve filtrech a kontrolovatelné vypouštění plyných štěpných produktů komínem. Tyto plyny jsou následně po vypuštění zředěny vzduchem v atmosféře. Dokáže též zadržet většinu uvolněných produktů po havárii, čímž se významně redukuje jejich radioaktivita a to jak přirozenými procesy (radioaktivní přeměna, usazování), tak i pomocí speciálních zařízení (sprchový systém). Existuje několik možností, jak lze tyto obálky zkonstruovat. Mohu být plnotlaké, s ledovým kondenzátorem a nebo dvojité. Ochranná obálka musí mít takové parametry, aby při havárii bez ohledu na tlakovou vlnu, zůstaly všechny produkty, ať už tekuté či plyné, uzavřeny v obálce. Obálka musí být také schopna odolat kromě statického zatížení způsobeného tlakem i dynamickému zatížení proudem chladiva, popřípadě ostřelováním troskami a úlomky reaktorového zařízení. Pokud by

k tomuto došlo, tak největší ohrožení spočívá v destrukci bezpečnostních zařízení a ty je proto před účinky takovéto havárie chránit. Tou nejvýznamnější ochranou bariérou před projektily je samotné betonové stínění.

Ochranná obálka samozřejmě obsahuje i všechno zařízení pro manipulaci s palivem. Během výměny paliva je šachta reaktoru nad reaktorovou tlakovou nádobou až po hladinu v odkládací nádrži zaplněna vodou. K výměně paliva se přistupuje většinou jednou za rok. K přesunu paliva mezi nádrží reaktoru a odkládací nádrží dochází pod vodou otevřeným kanálem. Nově dodané palivové články jsou skladovány ve zvláštním prostoru vedle odkládací nádrže.

1.1.1.2 Tlakovodní reaktory VVER

Na sklonku roku 1964 byl na síť napojen první tlakovodní reaktor typu VVER (vodo - vod'anoj energetičeskij reaktor). Stalo se tak v novovoronežské jaderné elektrárně a reaktor měl elektrický výkon 210 MW. Později byl zapojen i druhý s výkonem 365 MW (šlo o reaktory VVER 1. generace). Následovaly ještě další dva typy této řady a to o výkonu 440 MW (reaktory VVER druhé generace), a konečně reaktory o výkonu 1000 MW (reaktory VVER třetí generace). Poslední dvě generace bývají umístěny ve vertikálních válcových nádobách.

Hlavní části reaktorové nádoby u reaktoru VVER – 440 jsou: válcové těleso tlakové nádoby, polokulové víko a volná příruba. Celé těleso tlakové nádoby bývá svařeno z elipsoidního dna, ze tří hladkých kovaných prstenců, ze dvou hrdlových prstenců, na kterých je 12 hrdlových nátrubků (6 smyček) a jednoho zesíleného přírubového prstence. Reaktorová nádoba u reaktoru VVER – 1000 je podstatně mohutnější, ale dohromady s horním blokem je v podstatě stejně vysoká jako u VVER – 440; je to dáno tím, že u reaktorů VVER – 1000 došlo ke změně koncepce regulačních prvků. Nádoba pro VVER – 1000 má 8 hrdel (4 smyčky).

Reaktor VVER – 440 je umístěn v betonové šachtě. Primární okruh je situován do hermetických boxů, které jsou odděleny od ostatních prostor. Všechny boxy, ve kterých může při havárii stoupnout tlak jsou navzájem propojené, přičemž vnitřní projektový přetlak je 0,1 MPa. Při havárii slouží ke snižování tlaku chladící sprchové

systemy. Aktivní zóna je umístěna v koši. Ten je v místě aktivní zóny navíc zesílen a slouží tak zároveň jako tepelné stínění tlakové nádoby. Víko reaktorové nádoby je osazeno pouzdry, která obsahují mechanismy řízení a ochran. Pohony systémů bývají u VVER – 440 elektromechanické a u VVER – 1000 elektromagnetické. Aktivní zónu reaktoru VVER – 440 tvoří 349 palivových článků (kazet), které jsou rozloženy s roztečí 147 mm. Z celkového počtu 349 článků je 312 palivových článků pevných a zbývajících 37 je vertikálně pohyblivých. Tyto pohyblivé články slouží k zajištění havarijní ochrany a regulace a kompenzace reaktivity v reaktoru. V reaktoru se podle obohacení původní aktivní zóny rozlišují tři radiální pásma. Při výměně paliva se vždy vyměňuje jedna třetina palivových kazet, přičemž do periferních míst aktivní zóny se vkládá nové palivo a ostatní články se posouvají blíže ke středu, do centrálního pásma. S odstavením reaktoru se počítá jednou za rok a střední hloubka vyhoření paliva je při stacionárním režimu $28,6 \text{ MW} \cdot \text{d} \cdot \text{kg}^{-1}$ uranu.

Palivový článek je základní jednotkou aktivní zóny. Jeho nosnou část tvoří hexagonální plášť kazety s hlavicí a koncovkou. Deset nerezových distančních mřížek voštinového typu nám udržuje 126 palivových tyčí v přesně definovaném geometrickém uspořádání. Na rozdíl od tlakovodních reaktorů západní koncepce jsou palivové tyče v palivových člancích uspořádány v trojúhelníkové mříži s roztečí 12,2 mm. Každá palivová tyč je upevněna ve spodní mřížce a ta je napevno spojena s koncovkou. Posuvné palivové tyče procházejí horní mřížkou, čímž je zajištěna rozdílná teplotní dilatace tyčí a pláště kazety. Distanční mřížky jsou uprostřed spojeny centrální trubkou, která je vyrobena ze zirkonia a je vyplněna vodou. Pružné uložení palivového článku v reaktoru je zajištěno tak, že v hlavicí kazety je zabudováno šest odpružených kolíků. Válcovou koncovkou je kazeta usazena ve spodní nosné desce. Ve spodní vodící části je uchycen středící čep, který se používá k fixaci polohy palivového článku.

Regulační články (vertikálně pohyblivé) u reaktorů VVER – 440 jsou dvoudílné. Spodní část tohoto článku, ve které dochází k uvolňování tepla je analogická palivovým článkům. Horní část je tvořena absorpčním nástavcem. Reaktivitu lze tedy měnit tak že dochází k vysouvání části palivového článku do prostoru pod aktivní zónu a nebo tím že zasouváme absorbátor do aktivní zóny. Horní část regulačního článku, která složí

k absorpci, je vyrobena z hexagonálního pláště, stejného tvaru jako má kazeta palivových článků. Na vnitřním povrchu tohoto šestihranu jsou upevněny vložky z borové oceli, které obsahují dvě hmotnostní procenta boru a vyplňují celý vnitřní povrch. Pro zajištění intenzivnějšího odvodu tepla z absorpčních elementů kazety je do absorpční části vložena další trubka. Pro zmírnění pohybu článku při bezpečnostním odstavení reaktoru se na spodní části připojeného palivového článku nachází tlumící zařízení. Regulační články reaktorů VVER – 440 jsou univerzální, čili používají se jak k regulaci reaktoru, kompenzaci přebytečné reaktivity tak i k havarijnímu odstavení reaktoru.

Palivová tyč reaktoru VVER – 440 je složena z palivových tablet, které jsou uloženy v povlakové trubce a ta je uzavřena koncovkami. V horní části se nalézá distanční pružina, která naléhá na přítlačnou destičku a tímto způsobem jsou palivové tablety udržovány v pracovní poloze. Během výrobního procesu jsou palivové tyče plněny heliem (s přetlakem 300 kPa až 700 kPa) a horní i dolní koncovka se k povlakové trubce přivaří pomocí elektronového svazku. Tímto způsobem je zajištěno hermetické uzavření paliva v palivové tyči. V každé tyči je asi 1,06 kg UO_2 (0,93 kg uranu) a celková vsázka uranu je 42 tun. Počáteční obohacení paliva uranem ^{235}U pro stacionární režim je 3,5 %. Všechny konstrukční slitiny s výjimkou povlakových trubek jsou vyrobeny z austenitických slitin.

Palivové tablety bývají 10 mm až 30 mm vysoké, s minimální hustotou $10\ 200\ \text{kg}\cdot\text{m}^{-3}$. Palivo je velmi tepelně namáháno, a proto je uprostřed tablety centrální otvor o průměru 1,4 mm až 1,6 mm, který toto namáhání pomáhá snižovat. Vzhledem k tomu že tepelná vodivost UO_2 je velmi malá, jsou palivové tyče provozovány při velmi vysoké teplotě (do $\sim 2500\ ^\circ\text{C}$). Díky takto vysokým teplotám dochází k tomu, že část plynných štěpných produktů přestupuje do okrajových částí palivové tablety a posléze z nich uniká. S tím jak se zvyšuje vyhoření paliva, se mění i skladba plynové náplně a vnitřní tlak dosahuje hodnot 8 MPa až 15 MPa a v prostoru distanční pružiny se hromadí plynné štěpné produkty. Během vyhořívání paliva navíc dochází k objemovému růstu tablet. Původní montážní komplex tablet, který má délku 2,42 m,

se prodlouží až na $\sim 2,48$ m. K výrobě povlakové trubky se používá zirkoniová slitina s 1 % niobu.

Tepelné schéma jaderné elektrárny s tlakovodním reaktorem VVER – 440 je dvouokruhové, má šest paralelních smyček, v nichž obíhá primární chladivo. Každá smyčka má vlastní oběhové čerpadlo (které je u reaktorů VVER – 440 bezucpávkové), parní generátor, dvě hlavní uzavírací šoupátka s elektrickým pohonem a potrubí z austenitické oceli o průměru 550 mm. Stálý tlak v okruhu je udržován pomocí elektricky vyhřívaného kompenzátoru objemu. S každou smyčkou lze pracovat samostatně. Ke každému bloku jsou připojeny dva turbogenerátory, každý o výkonu 220 MW.

Přenos tepelné energie z primárního okruhu do sekundární části se děje v parním generátoru. V parogenerátoru dochází k vypařování napájecí vody sekundárního okruhu na neaktivní sytou páru, a ta se odtud vede do turbín. Parogenerátory, které se používají v jaderných elektrárnách s reaktory VVER, jsou horizontální. Plocha, využívaná k přenosu tepelné energie, je realizována ve formě U-trubek, které mají horizontálně položené oblouky a je vestavěna do nádoby. Konce trubek jsou zaústěny do stěn válcových kolektorů, které tvoří vstupní a výstupní komoru chladiva. Systém sloužící k rozdělování napájecí vody a odlučovací zařízení jsou umístěny uvnitř nádoby. Výhodou těchto horizontálních parogenerátorů je velká plocha hladiny, která slouží k separaci páry od vody. V prostoru mezi U-trubkami dochází k přirozené cirkulaci parovodní směsi sekundárního okruhu s příčným obtékáním teplosměnných trubek. Vzhledem ke svislé poloze svárů, jejichž pomocí jsou trubky uchyceny v kolektorech, zde nedochází ke hromadění kalů vzniklých korozí a erozí. K přehřátí napájecí vody dochází ve výparné zóně. Voda je zde přehřívána na teplotu sytosti odpovídající tlaku v sekundární části parogenerátoru. Děje se tak v důsledku kondenzace části vzniklé páry.

V první fázi havárie při vyprázdnění reaktoru je jeho dochlazování zajištěno systémem nouzového dochlazování. Využívá se k tomu řešení s hermetickými boxy. Pokud dojde k poruše je nouzové dochlazování zabezpečeno třemi nezávislými systémy, přičemž jeden z nich je pasivní. Dále se k vyrovnávání ztráty chladiva

v případě jeho nevelkého unikání používá systém aktivního vysokotlakého vstřikování. V tomto systému pracují dvě nezávislé skupiny vysokotlakých čerpadel, které jsou samostatným potrubím spojeny se zásobní nádrží. Každá ze skupin má dvě čerpadla. Pokud dojde k nastartování jejich činnosti, začne se ze zásobní nádrže do primárního okruhu vstřikovat voda s koncentrací kyseliny borité $12 \text{ g} \cdot \text{l}^{-1}$ a o teplotě minimálně $20 \text{ }^\circ\text{C}$. Voda je vstřikována do studených částí cirkulačních smyček z každé skupiny čerpadel nezávisle výtlačným potrubím a výtlačnými kolektory. Další systém nouzového dochlazování je pasivní a nezávisí na přívodu elektrické energie. Jedná se o hydroakumulátory. Nádrže tohoto systému obsahují borovanou vodu, nad jejíž hladinou je stlačený dusík. Pokud dojde v důsledku prasknutí potrubí k poklesu tlaku v reaktorové nádobě na nižší hodnoty než je tlak dusíku, dojde k otevření zpětného ventilu a k proudění vody ze zásobníků do aktivní zóny. Po vyprázdnění hydroakumulátorů začne pracovat na chlazení aktivní zóny další ze systémů nouzového dochlazování a tím jsou nízkotlaková čerpadla. Tato čerpadla umí při nízkém tlaku dodávat značný objem vody. Každá ze skupin nízkotlakových čerpadel má ve svém potrubí výměníky tepla, které napomáhají odvádění zbytkového tepla. Skupiny vysokotlakých a nízkotlakých čerpadel jsou schopny provozu i za situace, kdy je elektrárna kompletně bez dodávky elektrické energie. Jako zdroj elektrické energie jsou v těchto případech používány dieslové generátory, na něž se čerpadla napojí nejpozději do 30 sekund.

Jaderné elektrárny, které jsou vybaveny reaktorem VVER – 1000, mají počet smyček snížen na čtyři. V důsledku vyššího výkonu je zde větší průměr potrubí a i příslušné prvky smyčky jsou konstruovány pro větší výkon. V zásadě se však svým pojetím neliší od prvků, které můžeme nalézt u reaktoru VVER – 440. Jediným rozdílem je u VVER – 1000 hlavní oběhové čerpadlo, které je ucpávkové. Součástí primárního okruhu jsou kromě reaktoru také hlavní cirkulační potrubí, čtyři hlavní oběhová čerpadla, čtyři parní generátory a kompenzátor objemu, stejně tak jako přidružené systémy napájení primárního okruhu, regulace pomocí kyseliny borité, čištění a odplyňování chladiva, zajištění bezpečné koncentrace vodíku, havarijní chlazení reaktoru, chlazení vymíracího bazénu a potlačování tlaku v ochranné obálce

v případě havárie. Stejně jako u jaderných elektráren s reaktorem VVER – 440 je i u těch, které jsou vybaveny reaktorem VVER – 1000, použito osvědčených horizontálních parogenerátorů.

Samotná reaktorová nádoba u reaktoru VVER – 1000, se sestává z tělesa tlakové nádoby a jejího víka. Spojení těchto dvou částí je zajištěno pomocí 54 šroubů. Jako těsnění hlavního přírubového spoje je použito dvou „o“ kroužků o průměru 5 mm, které jsou vyrobeny z niklu. Nutno podotknout že vlastní přírubový spoj prodělal podstatnou změnu v tom, že je zde použita pevná příruba víka. Tím že došlo ke snížení počtu chladících smyček z šesti na čtyři, bylo umožněno, aby tyto chladící smyčky byly umístěny ve dvou rovinách nad sebou. Tím pádem nedochází k tomu, že by jejich konce přesahovaly limitovaný vnější průměr nádoby a je tak zajištěna kompletní tovární výroba a transport po železnici v jednom kuse. Samotná tlaková nádoba je posvařována ze šesti prstenců a uzavřena elipsoidním dnem. Došlo i k novému řešení hrdla a hrdlových prstenců a to ve smyslu technologie jejich výroby. Aby bylo odstraněno napětí v místě, kde byl původně svárový spoj, přešlo se na výrobu těchto komponent metodou kovářsky vytlačovaných hrdel. Potrubí primárního okruhu se navařuje přímo na hrdla tlakové nádoby. Kromě hlavních hrdel, která mají vnitřní průměr 850 mm a sílu stěny 35 mm, se na hrdlovém prstenci nalézají ještě hrdla havarijního chlazení s průměrem 250 mm a hrdlo pro vývod měření. Na celém vnitřním povrchu tlakové nádoby je austenitický návar o průměrné tloušťce 7 mm.

Palivový článek, který se nachází v aktivní zóně reaktoru VVER – 1000, se skládá z palivových tyčí, jejichž konstrukce se až na délku neliší od konstrukce palivových tyčí pro reaktor VVER – 440. Rozdíl však lze nalézt v počtu a rozteči tyčí v palivovém článku, kterých je u VVER – 1000 317. Jejich rozteč v trojúhelníkové mříži je 12,6 mm. Distanční mřížky jsou navzájem spojeny středovou trubkou ze zirkoniové slitiny. V článku je dále pravidelně rozmístěno dalších 18 trubiček s průměrem 12,6 mm, které slouží pro pohyb absorpčních elementů klastrové regulace. Tím že došlo ke zvětšení palivového článku se jejich počet logicky snížil a to na 151. Navíc se to projevilo i na nižším čase, který je nutný k výměně paliva. V těchto reaktorech nemají články standardizovaných bloků hexagonální plášť kazety. Používané

palivo má vyšší obohacení 3,3 % až 4,4 % uranu ^{235}U a celková vsázka paliva je 66 tun. Všechny články jsou stejného provedení, avšak 61 z nich obsahuje svazkovou regulační tyč – klastr. Ten má 18 absorpčních tyčí, které jsou vedeny v trubkách nosného skeletu palivového článku. Vzhledem k poměrně nízké hmotnosti svazkové regulační tyče (asi 35 kg), byl jako pohonný systém zaveden nový mechanismus – lineární krokový motor. Pohony řídicích tyčí lze nalézt na nátrubcích víka tlakové nádoby, přičemž každý pohon ovládá jednu svazkovou řídicí tyč. Konstrukce pohonných mechanismů regulačních orgánů zabezpečuje možnost zásahu havarijní ochrany při jakékoliv poloze absorpčního členu v aktivní zóně. Tím, že se přešlo na klastrové regulační orgány, došlo ke snížení výšky nádoby a zlepšila se tak možnost radiálního vyrovnání vývinu tepla. Reaktor lze provozovat v režimu dvou- i tříleté kampaně a lze tak dosáhnout vyhoření $30 \text{ MW} \cdot \text{d} \cdot \text{kg}^{-1}$, respektive $40 \text{ MW} \cdot \text{d} \cdot \text{kg}^{-1}$.

Havarijní systém chlazení aktivní zóny umožňuje jak aktivní tak pasivní přísun chladiva s přísadou kyseliny borité. Zásoba vody v tlakových zásobnících je taková, aby nemohlo dojít roztavení povlaků palivových článků, a aby byl včas spuštěn systém aktivního chlazení.

Primární okruh je uzavřen v plnotlakové ochranné obálce. Ta je projektována na maximální přetlak 450 kPa. Její tvar je válcovitý s kopulovitou horní částí. Je konstruována z monolitického předepjatého železobetonu, který má vnitřní straně hermetické oplátování z uhlíkaté oceli, metalizované hliníkem. Společně s bezpečnostními systémy bloku je projektována na zadržení radioaktivity, ke kterému může dojít při havárii, včetně roztržení hlavního potrubí. Využívají se zde jak aktivní (sprchové systémy) tak pasivní (mokrý kondenzátory) zařízení. Podmínkou je, že v případě havárie nesmí úniky z ochranné obálky za 24 hodin překročit 0,1 % z celkového objemu (asi $65\,000 \text{ m}^3$).

U jednotek s reaktorem VVER – 1000 nemá jejich sekundární okruh žádné výrazné odlišnosti, které by jej odlišovaly od konvenčních elektráren. Patří sem turbogenerátor a pomocná zařízení strojovny. Každý reaktorový blok má ve strojovně jeden turbogenerátor o jednotkovém výkonu 1000 MW.

1.1.2 Jaderné elektrárny s varnými reaktory

V případě, že reaktory které používají jako moderátoru a chladiva obyčejné vody a jejich konstrukce a provoz umožňují to, aby v jejich aktivní zóně docházelo ke vzniku páry, tak hovoříme o varných reaktorech (BWR – boiling light-water cooled and moderated reactor, viz. příloha, obrázek č.2). Důvodem k výrobě páry již v aktivní zóně reaktoru byla především myšlenka zjednodušení přenosu tepla v jaderné elektrárně. V roce 1956 byla zprovozněna první experimentální elektrárna s varným reaktorem (reaktor EBWR, USA) a během 60. let došlo k výstavbě dalších prototypů o větším výkonu.

Varné reaktory vynikají tím, že v primárním okruhu pracují s daleko nižším tlakem a to z toho důvodu, že k vývinu páry dochází přímo v aktivní zóně reaktoru. Takto vyprodukovanou páru je možno vést přímo na turbíny a tím pádem nám odpadá potřeba parních generátorů. Bohužel tento způsob vývinu páry sebou přináší problémy. Hrozí zde riziko že dojde k přenesení radioaktivity do turbíny a dalším nemalým problémem je společný režim úpravy vody pro reaktor i turbínu. Tím pádem nelze využít systému kompenzace přebytečné reaktivity za pomoci kyseliny borité obsažené ve vodě primárního okruhu.

Pára, která vznikne v aktivní zóně reaktoru, se nad aktivní zónou shromažďuje a poté proudí separátorem. Zde dochází ke snížení její vlhkosti na 5 %. Další snížení vlhkosti (na 0,1 %) probíhá v sušiči. Takto vysušená pára má na výstupu tlak 7 MPa a teplotu 290 °C. Pro urychlení cirkulace vody a páry v reaktorové nádobě se využívá soustavy ejektorů. Ty jsou umístěny mezi pláštěm aktivní zóny a reaktorovou nádobou. Výtlak těchto ejektorů je zaveden do spodní části aktivní zóny. V horní části nádoby se vstupními hrdly přivádí napájecí voda do rozdělovače a dochází k míšení s vodou, která byla odloučena v separátorech. Voda odtud pokračuje dvěma směry. Jedna část je odvedena do vstupu ejektorů a druhá část jde do sání cirkulačních čerpadel (mimo reaktor). Z jejich výtlaku je vedena opět do reaktoru a to jako hnací voda ejektorů. Změny průtoku ejektory (intenzitou cirkulace) regulací cirkulačních čerpadel se využívá při regulaci výkonu reaktoru.

Základem aktivní zóny je modul složený ze čtyř palivových článků. Mezi tyto články je vložena absorpční tyč křížového průřezu. Jako palivo se využívá mírně obohacený UO_2 zpracovaný do válcového tvaru. Tyto tablety jsou umístěny v palivové trubce vyrobené ze zirkoniové slitiny a na konci jsou stlačeny pružinou. Průměr této tyče je ~ 14 mm, což je podstatně více než u tlakovodních reaktorů a délka aktivní části palivového článku je přes čtyři metry. Co se týká regulačních tyčí, tak ty jsou reaktorové nádoby zavedeny spodem. Důvodem je to, že prostor nad aktivní zónou zabírají separátory a sušiče páry. Navíc toto zavedení zesponu umožňuje podstatně lepší využití absorpční tyče, protože v těchto místech je v chladiivu nejmenší podíl parní fáze. Odpadá tak problém s chlazením komponent, které by jinak pracovaly v horké mokré páře.

Pro uzavření reaktoru a smyčky cirkulačních čerpadel slouží speciální ocelový plášť a spolu se systémem výměny paliva jsou navíc v ochranné obálce, která je tvořena ocelovým hermetickým pláštěm a betonovou vnější budovou. Tato ochranná obálka slouží jako ochranná bariéra před únikem produktů štěpení při havárii.

1.1.3 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými plynem

Jaderné elektrárny, které využívají reaktorů chlazených plynem, můžeme rozdělit z hlediska uspořádání tepelného schématu na ty, které používají nízkoteplotní reaktory (výstupní teplota plynu z reaktoru je nižší než asi 500 °C) a na ty s vysokoteplotními reaktory.

Nízkoteplotními reaktory vybavené jaderné elektrárny používají jako chladiva oxid uhličitý (CO_2). Představiteli této skupiny jsou britské jaderné elektrárny s magnoxovými reaktory a první československá jaderná elektrárna A1. Britské magnoxové reaktory náleží do skupiny těch reaktorů, které jsou moderovány grafitem (GCR – gas-cooled, graphite-moderated reactor). Později došlo k nahrazení těchto magnoxových reaktorů zdokonalenými plynem chlazenými reaktory (AGR – advanced gas-cooled, graphite-moderated reactor). Dalším v řadě těchto plynem chlazených reaktorů je vysokoteplotní reaktor chlazený heliem (HTGR – high – temperature gas-cooled, graphite-moderated reactor). Pokud se na reaktory podíváme z historického

pohledu, tak grafitem moderované reaktory jsou vlastně nejstarším typem jaderných reaktorů na světě. První jaderný reaktor na světě (Fermiho reaktor CP – 1, USA, 1942) byl grafitový reaktor a skoro všechny velké státy začínaly s těmito reaktory rozvíjet svoji reaktorovou techniku.

1.1.3.1 Magnoxové reaktory

Pojmenování tohoto reaktoru je odvozeno od materiálu, který se používá na obaly palivových článků – oxid hořčíku, magnox. Jako palivo pro tento reaktor slouží přírodní uran. K chlazení se používá oxid uhličitý a moderátorem je grafit. Magnoxové reaktory mají několik charakteristických znaků: jako palivo se využívá poměrně dostupný přírodní uran; napjatá neutronová bilance nám určuje řešení aktivní zóny a zabraňuje tak její konstrukci dle požadavků na optimální odvod tepla; chladivo má na vstupu poměrně vysokou teplotu a jeho tlak v primárním okruhu je nízký; velmi malý objemový výkon, ale přitom poměrně rozměrná aktivní zóna; malý součinitel přestupu tepla a velká spotřeba čerpací práce; nízké parametry páry v sekundárním okruhu; v aktivní zóně jsou minimální problémy s korozí; cenově dostupný oxid uhličitý; palivo lze měnit kontinuálně; vzhledem k vysoké bezpečnosti reaktoru nejsou na ochranný obal a primární okruh kladeny takové nároky; obtížné podmínky funkce ložisek a ucpávek dmýchadel.

Reaktory tohoto typu mají velmi malý ekonomický potenciál a jimi vyrobená energie není konkurence schopná. Z tohoto důvodu byl další vývoj těchto elektráren ukončen.

1.1.3.2 Zdokonalený plynem chlazený reaktor

Ve snaze dosáhnout lepších výstupních parametrů chladiva byl vyvinut zdokonalený plynem chlazený reaktor (viz. příloha, obrázek č.5). Zdokonalení spočívá v novém typu palivového článku, který má obaly z nerezavějící oceli, jako palivo se používá obohacený uran (tablety UO_2) a primární okruh má integrální uspořádání. Reaktorová nádoba (je v ní uzavřen celý primární okruh) je vyrobena z předpjatého

betonu s ocelovými konstrukčními prvky a tím pádem zaručuje větší bezpečnost. Aktivní zóna spočívá na nosné ocelové mříži a je obklopena reflektorem s tepelným stíněním. V prstencovém prostoru mezi stíněním a betonovou tlakovou nádobou se nachází parogenerátor. V horní části reaktorové nádoby procházejí kanály, které slouží k výměně paliva a jdou tudy i regulační tyče. Spodní část reaktorové nádoby je využita pro uložení oběhového dmýchadla, které nasává chladící plyn ze společného prostoru pod parogenerátory a dopravuje ho tak do prstencové rozdělovací komory pod aktivní zónou, odkud jde do palivových kanálů. Z kanálů vystupuje chladící plyn v horní části, protéká shora dolů přes parogenerátory zpět do sání dmýchadla. Regulace průtoku plynu je umožněna pomocí přestavitelných šoupátek v horních částech jednotlivých palivových kanálů. Tím, že se přešlo na keramické palivo (UO_2) a jako obalový materiál článků se začala používat nerezavějící ocel, bylo umožněno pracovat s vysokou výstupní teplotou chladiva ($650\text{ }^\circ\text{C}$ až $675\text{ }^\circ\text{C}$) a tím pádem lze vyrobit páru vysokými parametry ($16,2\text{ MPa}$, $565\text{ }^\circ\text{C}$), která je využitelná pro konvenční turbíny s účinností elektrárny až 42% .

I přes to, že reaktory typu AGR dovolily získat konvenční parametry páry před turbínou a z toho plynoucí vysokou účinnost elektrárny, tak ani u nich není dosaženo takového ekonomického potenciálu, který by snížil požadované pořizovací náklady.

1.1.3.3 Vysokoteplotní plynem chlazené reaktory

Tyto reaktory (viz. příloha, obrázek č.4) mají veliké možnosti aplikace, a to ve dvou směrech: jako zdroje páry s vysokými parametry a také jako zdroje vysokopotenciálního tepla. Chladícím médiem je opět plyn, jehož výstupní teplota je $950\text{ }^\circ\text{C}$ i více a jako moderátor slouží grafit. Při tak vysokých teplotách se oxid uhličitý stává nestabilním, a proto je nutné k chlazení místo něj použít hélia. To je tepelně stabilní, chemicky inertní, má skvělé tepelně fyzikální vlastnosti, ale na druhou stranu je drahé a složitě se utěsňuje.

Mezi charakteristické znaky těchto reaktorů patří: použití palivových článků s obalovanými částčkami paliva; k chlazení se používá helium; vysoké výstupní parametry chladiva, které umožňují dosáhnout parametrů současného konvenčního

parního oběhu s velkou účinností a nebo umožňují pracovat přímo v oběhu s plynovou turbínou či využít jaderného tepla přímo pro průmyslové účely; v betonové nádobě je možnost uspořádat primární okruh integrálně; vznikají nároky na žáruvzdorné materiály; neutronová bilance je již lepší a lze tak použít thoriový palivový cyklus; uvažuje se větší bezpečnost systému v porovnání s lehkovodními reaktory.

Palivové články těchto reaktorů mají společné to, že používají „obalovaných kulových částic“, které mají průměr 300 μm až 800 μm . Tyto malé rozměry částic jsou potřebné pro odolnost proti vysokým teplotám a vysokým hodnotám ozáření, stejně tak jako pro vysoké vyhoření paliva (až 14 %). Jako obalový materiál slouží pyrolytický grafit či karbid křemíku, které jsou na palivu (palivo je obohacený UO_2 nebo UC) nanесeny v několika vrstvách. Chrání tak palivo před mechanickým poškozením, před pronikáním produktů štěpení do chladiva a před vysokými teplotami (1100 $^{\circ}\text{C}$ až 1300 $^{\circ}\text{C}$).

Vysokoteplotní reaktory chlazené plynem mají reaktorovou nádobu většinou konstruovanou z předpjatého betonu (provozní napětí od vnitřního přetlaku je kompenzované tlakovým předpětím vyvozeným ocelovými pruty). Vnitřní stěny nádoby jsou pokryty ocelovou výstelkou, které lze při stavbě zároveň využít jako bednění. Tato výstelka slouží jako těsnění nádoby a zároveň ochraňuje betonové stěny nádoby před účinky horkého plynu. Výstelka navíc slouží i jako „nosič“ pro chlazení a tepelnou izolaci. Na straně přivrácené k betonu je na ní navařena síť trubek, kterými protéká chladicí voda a na straně přivrácené do nitra nádoby je přivařených svornících kovová nebo keramická tepelná izolace. Je tak zaručeno to, že povrchová teplota betonu nádoby během provozu nepřekročí 80 $^{\circ}\text{C}$ až 100 $^{\circ}\text{C}$.

Parogenerátory mají díky lepším tepelně fyzikálním vlastnostem chladiva a vyšší teplotě chladiva menší teplosměnné plochy, což je výhodou zejména u integrálního uspořádání. Zároveň díky tomu, že je helium inertním plynem, lze pro výrobu parogenerátorů použít levnější ocel. Parogenerátor může také odvádět zbytkové teplo a tím pádem sloužit jako havarijní dochlazování. Výparník a přehřívák se zahltí vodou, která je po ohřátí odvedena do zvláštní nádrže.

Pro umístění heliových dmychadel se využívá dutin v betonové nádobě, většinou těsně u parogenerátorů. Bývají (i s elektromotorem) zapouzdrěná, čímž se předejde potřebě složitých a choulostivých ucpávek.

V centru zájmu jsou vysokoteplotní reaktory hlavně proto, že mají ve srovnání s jinými typy menší negativní účinky na životní prostředí. Dalším plusem je úspornější provoz z hlediska spotřeby štěpného materiálu a možnosti, které nabízí zdroj jaderného tepla o vysoké teplotě. Při využití palivového cyklu uran – thorium dojde ke zdvojnásobení zásob štěpného materiálu (použitím vysokoteplotního reaktoru o elektrickém výkonu 1160 MW, místo lehkovodního reaktoru o stejné velikosti, lze za celou dobu provozu jaderné elektrárny ušetřit až 2000 t U_3O_8). Výhodou těchto reaktorů je i to, že z nich lze odebírat velké tepelné výkony využitelné pro vytápění. Přitom nedojde k významnému poklesu výroby elektrické energie.

1.1.3.4 Plynem chlazené těžkovodní reaktory

Důležitým faktorem pro vývoj těžkovodních reaktorů chlazených plynem bylo použití přírodního uranu jako paliva a celkově lepší využití štěpného materiálu v těžkovodních reaktorech. Vzhledem k tomu, že těžká voda je velmi dobrým moderátorem, bylo možno uvažovat různé koncepce reaktoru na přírodní uran. Tyto úvahy vycházely zejména z možnosti volby teplonosné látky. Avšak neúspěch ve vývoji beriliových povlaků palivových tyčí, které by byly schopny snést vysoké vyhoření a problémy s extrapolací elektrického výkonu na hranici ~500 MW vedly výrobce k přesvědčení, že tento typ reaktoru ztrácí do budoucna dobré vyhlídky na další vývoj. V dnešní době jsou všechny prototypy plynem chlazených těžkovodních reaktorů již odstaveny.

1.1.4 Jaderné elektrárny s grafitovými reaktory chlazenými vodou

Grafitové reaktory s tlakovými kanály chlazené vroucí obyčejnou vodou (BWGR – boiling light-water-cooled, graphite-moderated reactor) jsou přímými následovníky koncepce tlakovodního reaktoru (PWGR – pressurized light-water-cooled,

graphite moderated reactor) první jaderné elektrárny uvedené do provozu v Obninsku v roce 1954. Tento typ reaktorů (RBMK – reaktor bolšoj moščonsti kanalnyj, viz. příloha, obrázek č.3) se používá výhradně v zemích bývalého Sovětského svazu.

Tyto reaktory mají několik základních charakteristických znaků: jako paliva užívají obohacený uran; nemají tlakovou nádobu, ale tlakové kanály; chladicí systém je velmi složitý a rozčleněný; tepelně fyzikální vlastnosti vody a páry jsou velmi dobře známy; mají kladný dutinový součinitel reaktivity; páru lze přehřívat přímo v aktivní zóně; uspořádání je jednookruhové a vzniklá pára je mírně radioaktivní; jednotkový výkon reaktoru jde zvyšovat zvyšováním počtu typizovaných modulů; palivové články lze měnit za provozu; v případě poruchy můžeme vyměnit celý kanál.

Uspořádání reaktoru RBMK je tedy jednookruhové, sytá pára dodává přímo do turbíny a v zásadě lze také použít jaderné přehřívání páry.

Od doby spuštění první jaderné elektrárny se koncepce reaktoru nijak dramaticky nezměnila. Výhodou kanálové koncepce je, že odpadá potřeba rozměrné tlakové nádoby a že místo složitých parogenerátorů stačí podstatně jednodušší separátory páry. Tlakové kanály lze uspořádat do typizovaných modulů a tím pádem můžeme sestavovat reaktory různého výkonu. Oproti tlakovodním reaktorům nejsme tedy při určování jednotkového výkonu reaktoru omezeni rozměry tlakové nádoby. Je zde ovšem několik nevýhod, které jsou zapříčiněny touto kanálovou koncepcí s přímým oběhem. Chladicí systém je velmi členěný a na systém řízení reaktoru jsou taktéž kladeny nemalé nároky. Velká grafitová aktivní zóna vyžaduje regulaci prostorového rozložení uvolňovaného výkonu, kladná zpětná vazba od dutinového součinitele reaktivity ovlivňuje nepříznivě stabilitu reaktoru a to zejména při nízkých výkonových hladinách.

Reaktor RBMK – 1000 má aktivní zónu složenou z grafitových bloků o rozměrech 250 mm x 250 mm a výšce 600 mm. Sestaveny jsou do válcové konfigurace o průměru 12 m a výšce 7 m. Kromě grafitových bloků tvořících reflektor má každý blok ve svém středu válcový otvor o průměru 114 mm. Ten slouží jako prostor pro palivové kanály nebo kanály s absorpčními tyčemi. Aktivní zóna se skládá z 1693

palivových kanálů a 179 regulačních kanálů. Obklopují ji postranní reflektory o síle 900 mm a axiální reflektory o síle 500 mm. Celková hmotnost grafitové stavby je 1760 tun.

Spodní a horní kovovou konstrukcí jsou vedeny palivové a regulační kanály, které jsou napojeny na rozvod chladiva. Palivové kanály jsou připojeny k ocelovým deskám horní a dolní kovové konstrukce. Nad aktivní zónou pod stíněním podlahy reaktorového sálu se nachází pohybové mechanismy regulačních tyčí. Již zmíněné ocelové desky horní a dolní kovové konstrukce vytváří společně s válcovým pláštěm hermetizovaný prostor, který je vyplněn směsí helia a dusíku. Hélium má totiž výborné teplosměnné vlastnosti. Celý reaktor je společně s biologickým stíněním situován do betonové šachty a spodní kovovou konstrukcí sedí na betonových základech.

Palivový kanál je svařen z několika částí. Jeho centrální trubka, která se nalézá v centrální zóně, je vyrobena ze zirkoniové slitiny a její průměr je 88 mm a tloušťka 4 mm. S horní a spodní ocelovou koncovkou ji spojují speciální přechodové prvky, které jsou taktéž vyrobeny ze zirkoniové slitiny. Navzájem jsou spojeny svarem. V kanále je zavěšen palivový soubor, který se skládá ze dvou palivových článků. Délka článku je 3,5 m a je složen z 18 palivových tyčí o průměru 13,6 mm. Obohacení palivových tablet 1,8 % až 2 % ^{235}U . K udržení tyčí v konstantní vzdálenosti slouží 10 distančních mřížek. Středová trubka (průměr 15 mm a tloušťka 1,25 mm) je taktéž vyrobena ze zirkoniové slitiny. Navíc je v ní zabudováno čidlo. Které slouží ke kontrole vývinu tepla. Celý palivový soubor má hmotnost 185 kg, přičemž hmotnost samotného UO_2 je 130 kg.

Do spodní části kanálu se přivádí voda o tlaku 8 MPa a teplotě 270 °C. V kanále, jehož délka je 2,5 m, probíhá ohřev vody až na teplotu sytosti, dochází k částečnému vypařování a na výstupu z palivového kanálu je obsah páry 14,5 % hmotnostních a maximální rychlost, kterou proudí parovodní směs je $20 \text{ m}\cdot\text{s}^{-1}$. Nejvíce zatížený kanál dokáže vyvinout výkon 3 MW a odpovídající hmotnostní podíl páry je 20 %. Podle toho, jak je prostorově rozložen výkon, lze během kampaně regulovat průtok vody jednotlivými kanály. Palivová kampaň reaktoru RBMK – 1000 trvá tři roky a lze dosáhnout středního vyhoření paliva $18,5 \text{ MW}\cdot\text{d}\cdot\text{kg}^{-1}$. Konstrukční řešení reaktoru

přítom dovoluje průběžnou výměnu palivového souboru. Denně se vyměňují 2 až 3 palivové soubory.

Ze zirkoniové slitiny jsou rovněž vyrobeny regulační kanály, kterými prochází regulační tyče. Jejich vnější průměr (kanálů) je totožný s průměrem trubek palivových kanálů, ale tloušťka stěny je pouze 3 mm. Pohonné prvky regulačních tyčí se nachází nad aktivní zónou. Tyto regulační tyče jsou schopny snižovat výkon reaktoru rychlostí 4 % za jednu sekundu, pokud by došlo k havárii lze reaktor odstavit během 12 sekund až 16 sekund. Řídící systém se skládá z tyčí automatické regulace, z ručně ovládaných tyčí a z tyčí havarijního odstavení reaktoru.

Systém odvodu tepla z reaktoru tvoří dvě smyčky, přičemž každá ze smyček se skládá z 846 kanálů, dvou bubnových separátorů páry a čtyř hlavních oběhových čerpadel. Během normálního provozu je jedno z čerpadel v rezervě. Ve vodní i parní části separátoru jsou smyčky navzájem propojeny vyrovnávacím potrubím. Parovodní směs je z reaktoru vedena trubkami do bubnového separátoru páry. Vzhledem k tomu, že objem chladiva je kvůli vyprodukované páře větší, je i průměr trubek, které vedou parovodní směs větší než na vstupu. V bubnovém separátoru dochází k odloučení páry a její výsledná vlhkost je menší než 0,1 %. Poté je pára navedena na dvě turbíny o elektrickém výkonu 500 MW. Nabízí se i možnost propojit parovody tak, aby přiváděly páru ze všech čtyř separátorů k jedné turbíně. Separací oddělená voda se smíchá s kondenzátem z turbín a proudí do sacích kolektorů hlavních oběhových čerpadel (teplota je 168 °C). Voda je pomocí oběhových čerpadel vytlačována do výtlačných kolektorů, které ji rozvádí do jednotlivých palivových kanálů. Jak již bylo řečeno lze průtok chladiva jednotlivými kanály individuálně regulovat podle výkonu palivového kanálu.

Asi 5 % energie se uvolní v grafitu. Jsou pro to dva důvody, jednak v něm dochází ke zpomalování neutronů a dalším důvodem je také absorpce záření gama. Takto vznikající teplo je odváděno chladivem, teplota grafitu dosahuje 700 °C. Plynová náplň tvořená heliem a dusíkem snižuje tepelný odpor, který vzniká v mezerách mezi jednotlivými grafitovými bloky a zároveň zajišťuje chemickou kontrolu materiálu moderátoru a tlakových trubek.

Nouzové dochlazování systému má za úkol v případě poruchy normálního systému odvodu tepla krátkodobý i dlouhodobý odvod zbytkového tepla. Ochranný systém má schopnost rozpoznat poškozenou a neporušenou smyčku. K zajištění chlazení neporučené smyčky slouží tři paralelní elektrická čerpadla, která k tomu používají vodu z nádrže čistého kondenzátu. Každé z čerpadel dodává 50 % výkonu, který je potřebný k chlazení. Systém chlazení poškozené smyčky je vybaven dvěma skupinami tlakových hydroakumulátorů s tlakem 10 MPa. Ty jsou k porušené smyčce připojeny přes rychločinné armatury. Střední a dlouhodobé dochlazování je zabezpečeno elektricky poháněnými čerpadly, která dodávají vodu z barbotážní nádrže do poškozené smyčky. Sestava čerpadel tvoří tři okruhy, každý opět s kapacitou 50 % potřebného množství, skládající se z vysokotlakého a nízkotlakého čerpadla. Pro odvod tepla z barbotážních nádrží při dlouhodobém provozu slouží tepelné výměníky.

Reaktor je společně se systémem odvodu tepla rozdělen na tři hermetické prostory a ty jsou projektovány na různé přetlaky. Při normálním provozu je v nich vůči okolí udržován mírný podtlak. Pokud nastane poškození celistvosti soustavy v některém z hermetických prostorů, tak se pára, která uniká vede potrubím do barbotážní nádrže, která je situována pod reaktorem. Zde pára kondenzuje a to vede k potlačení tlakové špičky. Reaktory RBMK mají systém na snížení tlaku pro zamezení překročení maximálních přípustných hodnot. Systém zahrnuje hlavní pojišťovací ventily jejichž celková přepouštěcí kapacita je rovna projektovanému průtoku páry. Tyto ventily jsou nastaveny na různé otevírací tlaky a pára, která přes ně uniká je opět vedena do barbotážní nádrže, kde kondenzuje.

V roce 1986 došlo k havárii na 4. bloku Černobylské jaderné elektrárny. Po této události bylo rozhodnuto, že ve vývoji reaktorů RBMK se již nadále nebude pokračovat.

1.1.5 Jaderné elektrárny s reaktory chlazenými tekutými kovy

Již celkem dlouho je znám princip rychlého jaderného reaktoru. Už v roce 1944 se pánové Fermi a Zinn zaměřili na řízený štěpný systém, který by pracoval bez moderátoru a byl by tak schopen využít přebytečných neutronů k výrobě dalších

štěpných radionuklidů. Tento systém by tak zaručil optimální využití přírodních zdrojů štěpných látek. Rychlé reaktory, jako možný zdroj energie, se staly předmětem zájmu již v počátcích jaderného výzkumu. Ovšem vývoj prvních prototypů probíhal podstatně déle než u tepelných reaktorů. To bylo zapříčiněno nutností řešit základní problémy v inženýrské oblasti, které jsou o mnoho závažnější než u tepelných reaktorů. Zajímavé je, že vývoj prototypů rychlých reaktorů v jednotlivých státech si je velice podobný, na rozdíl od výzkumu v oblasti tepelných reaktorů. Zatím jedinou koncepcí, která se dostala do průmyslového využití je rychlý množivý reaktor chlazený tekutým sodíkem (LMFBR – liquid-metal-cooled fast breeder reactor, viz. příloha, obrázek č.6).

Reaktor LMFBR má některé charakteristické znaky: jako paliva používá středně nebo vysoce obohaceného paliva (17 % až 90 %); aktivní zóna je bez moderátoru a je kompaktní; vysoký součinitel reprodukce a možnost rozšířené reprodukce paliva; měrné zatížení aktivní zóny je velmi vysoké; využití materiálů s nízkou moderační schopností; průměrná doba životaschopnosti okamžitých neutronů je krátká (10^{-7} až 10^{-8} sekundy); v aktivní zóně mají tyto reaktory vysoký obsah štěpného materiálu, který několikanásobně přesahuje kritickou hmotnost; lze dosáhnout vysokého stupně vyhoření paliva a palivo jde vyměňovat kampaňovitě; v primárním okruhu se jako chladivo používá tekutý sodík; poměrně vysoká teplota chladiva ($530\text{ }^{\circ}\text{C}$ až $560\text{ }^{\circ}\text{C}$) a možnost dosáhnout dobré účinnosti tepelného oběhu; většinou tříokruhové uspořádání (vložený sodíkový meziokruh).

U rychlého reaktoru je aktivní zóna – stejně jako u tlakovodních reaktorů – složena pouze z paliva, respektive množivého materiálu a chladiva. Koncepce a elementární problémy v konstrukci aktivní zóny jsou u obou typů reaktoru v podstatě shodné. Rozhodující jsou ovšem drobné rozdíly v detailech, které nám ovlivňují vlastní konstrukci reaktoru. Jedním z hlavních rozdílů je použití paliva, které má oproti tomu, které se používá v lehkovodních reaktorech, daleko vyšší obohacení. Vzhledem k nízkým účinným průřezům musí být v aktivní zóně velmi vysoký obsah štěpného materiálu. Toto množství mnohanásobně převyšuje kritickou hmotnost. Chceme-li dosáhnout kritičnosti, musíme použít značně obohacené palivo (pro ^{235}U minimálně 8 %, pro ^{239}Pu minimálně 6 %).

V současné době se u rychlých reaktorů nejčastěji jako paliva využívá tablet z obohaceného UO_2 . Ty jsou hermeticky uzavřeny v tenkostěnných trubkách z nerez oceli. Vzhledem k tomu, že se vyvíjí snaha zvětšovat měrný tepelný výkon, musí se zvětšovat i poměr povrchu a objemu paliva. Poloměr tyče je tak často blízký spodní prakticky dosažitelné hranici (~ 5 mm). Z hlediska minimální kritické hmotnosti je třeba volit kompaktní uspořádání aktivní zóny a mít palivové tyče co nejbližší u sebe. Z toho důvodu se používá uspořádání v pravidelné trojúhelníkové mříži.

Základním prvkem aktivní zóny je šestiboká palivová kazeta (článek), která umožňuje dosáhnout při stejných rozměrech a stejném zaplnění palivem prakticky libovolného rozčlenění povrchu pouhým zvětšováním počtu řad palivových tyčí a zmenšováním jejich průměru. Snadnější při použití palivových kazet je i výměna paliva a individuální upravování průtoku jednotlivými kazetami, úměrné celkovému tepelnému výkonu v jednotlivých radiálních pásmech aktivní zóny.

Nosným prvkem palivové kazety je její ocelový šestiboký plášť. V dolní části přechází v zúženou koncovku. Tyto koncovky slouží pro upevnění palivového článku do horní a dolní opěrné desky. Mezi nimi je rozdělovací komora chladiva. Skrz otvory v dolní koncovce se dostává chladivo do kazety a odvádí teplo z palivových tyčí, vystupuje okénky v horní koncovce a dostává se do sběrné komory. Průtok chladiva jednotlivými kazetami lze různě velkými otvory v nátrubcích rozdělovací komory seškrtit tak, že teplota na výstupu všech kazet je zhruba konstantní. Dodržení vzdáleností mezi palivovými tyčemi je zaručeno šroubovitě navinutým drátem z nerezavějící oceli. Celkové upevnění kazety a palivových tyčí dovoluje tepelnou dilataci všech částí.

Významným prvkem, který podstatně ovlivňuje koncepci rychlých reaktorů, je vzájemné uspořádání paliva a množivého materiálu (ochuzený uran nebo ^{232}Th). Aktivní zóna má tím větší rozměry a větší tepelný výkon, čím větší je obsah množivých izotopů přímo v aktivní zóně. Intenzivní tvorbou nového paliva se tak prodlužuje délka kampaně.

K řízení rychlých reaktorů je nejlepší použít absorpčních kazet. Regulační orgány reaktoru se dají podle pracovních podmínek rozdělit do dvou skupin. První

skupinu tvoří ty prvky, které se během provozu reaktoru nacházejí v aktivní zóně (kompenzační tyče a tyče automatické regulace) a logicky druhá skupina je tvořena prvky, jejichž pracovní poloha je mimo aktivní zónu (prvky havarijní ochrany a teplotní kompenzace). Podmínky a funkční zařazení, které působí během provozu na regulační orgány, je nutno při jejich konstrukci zohlednit. Například u havarijních tyčí je hlavním požadavkem jejich spolehlivé a rychlé zasunutí do aktivní zóny během havarijního stavu, což lze zajistit mnohočlánkovou kloubovou konstrukcí kazety. Kazeta se skládá z axiálních článků, navzájem spojených klouby. Toto konstrukční řešení nám zaručí funkčnost havarijních orgánů a to i v případě, že vlivem napuchání a teplotní roztažnosti dojde k deformaci vodícího pouzdra. Aktivní část regulačních článků se svou stavbou podobá palivovým článkům. Válcové absorpční elementy jsou upevněny v kazetě a jejich počet a průměr je volen tak, aby byl zajištěn dostatečný odvod uvolňovaného tepla. Nejvýhodnějším konstrukčním řešením (z hlediska zaplnění absorpčním materiálem) je sedm absorpčních tyčí, kdy šest je po obvodu a jedna uprostřed.

Možnost volby chladiva je u rychlých reaktorů značně omezena a to fyzikálními požadavky, které nám znemožňují použít dobrých moderátorů. Vzhledem k velmi vysokým hodnotám měrného tepelného výkonu v aktivní zóně (v řádech $\text{MW}\cdot\text{l}^{-1}$), lze jako chladícího média použít pouze tekutých kovů a to hlavně roztaveného sodíku. Jeho zásadní předností jako chladiva je vysoká hodnota součinitele tepelné vodivosti. Ta je dvacetkrát větší než u vody a má tak podstatný vliv na volbu koncepce aktivní zóny rychlého reaktoru. Díky tomu jsme schopni docílit vysoké hodnoty součinitele přestupu tepla a to i při nízkých rychlostech chladiva a tedy vysokých tepelných tocích s malými teplotními rozdíly. Bohužel vysoká hodnota součinitele přestupu tepla sebou nese i nové problémy. Další z výhod tekutého sodíku je jeho vysoká teplota varu ($881\text{ }^\circ\text{C}$ za atmosférického tlaku). Na druhé straně je teplota tuhnutí je okolo $100\text{ }^\circ\text{C}$ a to nás nutí k tomu, aby všechny části primárního okruhu, kde se vyskytuje sodík, byly vybaveny přehřívacím zařízením. Obrovskou nevýhodou sodíku je jeho chemická afinita ke kyslíku. Pokud dojde k jeho kontaktu se vzduchem, vodou či párou, projeví se to velmi bouřlivou reakcí. To zapříčiňuje také to že sodík rozpouští vrstvy oxidů, které jsou na povrchu konstrukčních materiálů. Hladina sodíku se tedy musí chránit inertní

atmosférou a při konstrukci parogenerátorů se musí použít speciálních bezpečnostních zařízení.

Uspořádání jaderných elektráren s rychlými reaktory je tříokruhové. Primární okruh je naplněn sodíkem, v parním okruhu se generuje pára a mezi nimi je vložený sodíkový meziokruh, který je za normálních podmínek inaktivní. Slouží dvěma účelům. Tím prvním je ochrana reaktoru před důsledky selhání sodíkem vyhřívaných parogenerátorů a druhým účelem je naopak ochrana parogenerátorů při možné havárii reaktoru.

Nejcitlivější částí jaderné elektrárny vybavené rychlým reaktorem jsou její parogenerátory, které jsou v dnešní době její nejporuchovější částí. Vzhledem k nutnosti velkých přestupních ploch se používají parogenerátory s jednoduchou stěnou a ne dvoustěnné, které by byly výhodnější. Ty jsou navíc velmi drahé a tím pádem v průmyslových elektrárnách nevyužitelné. Pokud chceme, aby parogenerátor, který bude pracovat s tekutým sodíkem byl spolehlivý, musíme vyřešit spoustu otázek. Je třeba vybrat vhodné typy ocelí, které budou po dlouhou dobu muset odolávat velkému tepelnému zatížení a korozi způsobené sodíkem i vodou. Asi nejdůležitější otázkou je to, jak se bude parogenerátor chovat při mikroprůniku a nebo makroprůniku vody nebo páry do sodíku. V tom případě totiž dochází k velmi prudké reakci, při které vzniká ohromné množství tepla a zvyšuje se teplota i tlak, protože se uvolňuje vodík. Parogenerátor má pro tento případ pojistnou membránu, která zabraňuje vzrůstu tlaku. Navíc je prostor nad hladinou sodíku vyplněn inertním plynem, který brání jeho oxidaci.

Pokud se podíváme na primární okruh, lze ho řešit dvěma možnými způsoby. Tím prvním je smyčková varianta v níž je odvod tepla z aktivní zóny rozdělen mezi několik samostatných smyček vyvedených vně reaktorové nádoby a tím druhým je integrální uspořádání, které má primární okruh umístěný uvnitř reaktorové nádoby. I přes to, že smyčkové řešení primárního okruhu má některé výhody, které vycházejí z jeho jednoduchosti, do budoucna se spíše jeví jako výhodnější integrální uspořádání. Výhodou je hlavně to, že reaktor se stává daleko kompaktnějším a tím pádem není nutnost stavět rozměrné reaktorové budovy, primární chladicí systém je maximálně

spolehlivý, jsou sníženy velké teplotní rázy při havarijních situacích vlivem velké tepelné kapacity sodíku v nádobě, systém přehřívání reaktoru je jednodušší, stejně tak i rozvod inertního plynu.

Pokud srovnáme některé vlastnosti rychlých reaktorů s lehkovodními z pohledu bezpečnosti provozu, najdeme veliké odlišnosti, které většinou hovoří v neprospěch rychlých reaktorů. Tyto nepříznivé vlastnosti jsou: aktivní zóna rychlých reaktorů obsahuje za normálního provozu několiknásobek kritické hmotnosti, a to proto, že se palivo nenachází v konfiguraci s nejvyšší reaktivitou; okamžité neutrony mají velice krátkou střední dobu života, z čehož vyplývá rychlá odezva reaktoru na změnu reaktivity; v některých oblastech aktivní zóny může být dutinový součinitel reaktivity sodíku kladný; v aktivní zóně je podstatně vyšší obsah plutonia; vysoký měrný výkon a aktivní zóna je uspořádána kompaktně; vysoká reaktivita roztaveného sodíku s vodou a vzduchem a z toho plynoucí nebezpečí požáru; pokud by došlo k havárii, tak roztavený sodík vytváří aerosoly, které by usnadnily šíření radioaktivních produktů štěpení.

Ovšem z hlediska bezpečnosti nejsou u rychlých množivých reaktorů jen zápory. Některé vlastnosti lze považovat za přínosné a prospěšné. Tak například provozní teplota roztaveného sodíku je hluboko pod jeho teplotou varu. To vede k tomu, že v primárním okruhu se nemusí pracovat s vysokým tlakem. Tím pádem riziko prasknutí potrubí a nebo přímo nádoby rychlého reaktoru je podstatně menší než u tlakovodních reaktorů a náhlé prasknutí primárního potrubí nepatří mezi maximální projektové havárie. Sodík má výhodu také v tom, že má velkou tepelnou kapacitu. Pokud se zvolí ideální uspořádání aktivní zóny, lze v podstatě vyloučit obnažení aktivní zóny, protože všechny její součásti se nacházejí v dvojité nádobě a skvělé teplosměnné vlastnosti sodíku pak vytvářejí předpoklady pro úspěšné nouzové dochlazování reaktoru pouze přirozenou cirkulací. Tato vlastnost byla u stávajících prototypů rychlých množivých reaktorů několikrát experimentálně prověřena.

1.2 Štěpné a aktivační produkty vznikající při provozu jaderných elektráren

Během výroby energie jaderným reaktorem dochází ke vzniku radionuklidů – štěpením v palivu vznikají štěpné produkty, aktivací neutrony vznikají aktivační produkty v samotném palivu, dále pak v pokrytí paliva, v konstrukčních materiálech i v chladivu primárního okruhu. Způsobů, jakým se do chladiva primárního okruhu dostávají radionuklidy, je několik. Jednak dochází k aktivaci samotného chladiva, dalším mechanismem je difuze štěpných produktů netěsnostmi v palivu a korozi materiálů použitých ke konstrukci a pokrytí článků. Všechny reaktory jsou vybaveny systémy, které slouží k zachytu radionuklidů ať už v kapalné či plynné formě. V primárním okruhu se sleduje obsah radionuklidů a je to jeden z ukazatelů, který podléhá kontrole. Zastoupení jednotlivých radionuklidů v primárním okruhu nám podává informaci o možných netěsnostech paliva. To, že jsou nějaké netěsnosti na palivu, nám určuje přítomnost radioizotopů xenonu a jódu. Tyto radionuklidy, vyskytující se v primárním okruhu, vedou k vnějšímu ozáření pracovníků a vyloučeno není ani možné vnitřní ozáření. Zároveň jsou prostřednictvím výpustí zdrojem ozáření obyvatelstva.

Radionuklidy, které unikly z paliva a z primárního okruhu, se dostávají do nízkoaktivních výpustí, které jsou monitorovány a regulovány. Skladba a aktivity radionuklidů v těchto výpustech je závislá na druhu reaktoru a na systémech, které slouží na této elektrárně k manipulaci s výpustmi.

Obsah štěpných produktů v aktivní zóně se nazývá inventář aktivní zóny. Tento inventář reaktoru je závislý na typu reaktoru, na druhu používaného paliva a na stupni vyhoření paliva. Inventář jakéhokoliv ze štěpných produktů reaktoru se pro daný typ paliva a reaktoru dá vypočítat pro kterýkoliv čas, po který reaktor pracuje (stupeň vyhoření paliva). Pro různé typy reaktorů a paliv jsou tyto inventáře štěpných produktů tabelovány. Ve vyhořelém palivu převládají dlouhodobé radionuklidy. Zapomenout ovšem nesmíme ani na aktivační produkty, které také přispívají do celkového inventáře aktivity radionuklidů. Jejich složení a aktivita je podstatně ovlivněna typem chladiva a materiálů použitých ke konstrukci primárního okruhu. I když není inventář aktivačních produktů tak bohatý jako inventář štěpných produktů, ve finálním složení kapalných i

plynných výpustí aktivační produkty převažují. Důvodem pro to je místo jejich vzniku. Kvůli netěsnostem a následným odkapům z primárního okruhu se tak dostávají do aerosolových výpustí. Další možnou cestou jsou mechanické a údržbářské práce.

Do atmosféry jsou vypouštěny: štěpné produkty ve formě vzácných plynů (izotopy kryptonu a xenonu), pak aktivační produkty v plynné formě (^{14}C , ^{35}S – u plynem chlazených reaktorů, ^{41}Ar , ^{75}Se , ^{76}As), tritium, radioizotopy jodu v plynném skupenství a ve formě aerosolu, štěpné a aktivační produkty v aerosolovém skupenství. Během vypouštění se mohou dostat do biosféry také radionuklidy, které vznikají jak štěpením tak i aktivací. Patří sem například ^{134}Cs vznikající aktivací ^{133}Cs . ^{133}Cs je totiž finálním produktem řady ^{133}In vzniklé štěpením (tato řada vytváří též ^{133}I a ^{133}Xe). Také tvorba transuranů v palivu je poněkud složitější. Ve většině případů se jedná o záchyt neutronu (i vícenásobný) a následnou radioaktivní přeměnu. Do vodotečí se vypouští hlavně tritium (nelze ho oddělit od normální vody) a aktivační a případně i štěpné produkty.

1.2.1 Radionuklidy vypouštěné do ovzduší

Do atmosféry se dostávají především radioaktivní vzácné plyny, které vznikly štěpením. Existuje nejméně 9 radioizotopů kryptonu a 11 radioizotopů xenonu. Valná většina má však velice krátký poločas přeměny (sekundy až minuty) a rozpadnou se ještě před difúzí z paliva. Ovšem některé z radioaktivních vzácných plynů se difúzí dostanou mezi palivo a jeho pokrytí. V tomto prostoru poté narůstá tlak. Vyskytne-li se v pokrytí paliva netěsnost, radioaktivní vzácné plyny se dostanou do chladiwa primárního okruhu. U tlakovodních reaktorů (PWR) se radioaktivní vzácné plyny z primárního okruhu uvolňují kontinuálně, důvodem je nutnost udržet požadovanou koncentraci kyseliny borité (H_3BO_3). Tyto plynné výpusti jsou vedeny skrz filtry a zpoždovací linky, čímž se aktivity výpustí ve ventilačním komíně významně sníží a to o aktivitu krátkodobých radionuklidů. Starší typy tlakovodních reaktorů měly výpusti radioaktivních vzácných plynů vyšší ⁽²⁾.

U některých jaderných elektrárn je významnou složkou plynných výpustí ^{41}Ar , který vzniká reakcí (n,γ) na stabilním ^{40}Ar , ten je normálně přítomen v atmosférickém

vzduchu a do primárního okruhu se dostává jako nečistota dusíku při tlakování vody. Dalším způsobem vzniku ^{41}Ar je aktivace ^{40}Ar v šachtě reaktoru. U grafitových reaktorů chlazených plynem (CO_2) můžeme zjistit přítomnost radioizotopu síry ^{35}S . Ten vzniká reakcí (n,γ) na ^{34}S a nebo reakcí (n,p) na ^{35}Cl , oba jsou přítomny jako nečistota v grafitu.

Vznik tritia ^3H je možný několika způsoby. Buď vzniká ternárním štěpením jaderného paliva a nebo neutronovou aktivací na boru v primárním okruhu, u některých typů jaderných elektráren je to aktivace lithia. V tlakovodních reaktorech převažuje vznik tritia aktivací boru, který se používá pro kontrolu reaktivity reaktoru, ve varných reaktorech se bor vyskytuje v kontrolních tyčích. Jak již bylo řečeno, možná cesta aktivace je i přes lithium a to u reaktorů chlazených plynem, kde je lithium přítomno jako nečistota v grafitu. Největší podíl na vzniku tritia má ternární štěpení. K tomu však dochází přímo v palivu a tak se díky pokrytí paliva dostane do primárního okruhu přes mikrotrhlíky jen asi 1 % z celkového množství. Tím pádem je nejdůležitějším zdrojem a producentem tritia v tlakovodních reaktorech (z hlediska radiační ochrany) aktivace boru v primárním okruhu. V těžkovodních reaktorech, které k moderování a chlazení aktivní zóny používají těžkou vodu, tritium vzniká aktivací deuteria a tím pádem jsou u tohoto typu reaktoru výpusti do životního prostředí velikým problémem.

Dalším z významných radioizotopů vznikajících v reaktoru je radioizotop uhlíku ^{14}C . Způsob jeho vzniku je u lehkovodních i těžkovodních reaktorů stejný. Vzniká reakcí (n,α) na jádrech ^{17}O , který je přítomen v oxidech paliva a na jádrech ^{17}O přítomného v moderátoru (izotop ^{17}O je zastoupen ve směsi stabilního kyslíku 0,038 %). Dalším mechanismem vzniku ^{14}C je reakce (n,p) na jádrech ^{14}N . Ten je možno nalézt v primárním okruhu (používá se k tlakování vody) a v palivu, kde se nachází ve formě NH_4^+ (amonný kationt) a hydrazinu (N_2H_4). Posledním způsobem vzniku je opět ternární štěpení.

Během štěpného procesu vznikají radioizotopy jódu, jejichž vyvinuté množství je nezávislé na typu paliva. Z pohledu radiační ochrany jsou významné tyto radioizotopy: ^{129}I (poločas rozpadu $T_{1/2} = 1,6 \cdot 10^7$ roků), ^{131}I ($T_{1/2} = 8,04$ dne), ^{132}I ($T_{1/2} = 2,3$ hodiny), ^{133}I ($T_{1/2} = 21$ hodin), ^{134}I ($T_{1/2} = 53$ minuty), ^{135}I ($T_{1/2} = 6,6$

hodin). Ve výpustech je můžeme nalézt v plynné formě (elementární jód, organický jód) a ve formě aerosolu. S výjimkou ^{129}I (je vypouštěn v nepatrných množstvích a podílí se na tzv. globální kolektivní dávce) mají ostatní radioizotopy jódu poměrně krátký poločas rozpadu. Aktivita radioizotopů jódu je závislá na netěsnostech v palivových článcích a na tom, jak rychlý je únik chladiva z primárního okruhu. Jejich význam tkví zejména v ozáření pracovníků elektrárny. Při případné havárii a úniku radioaktivních látek do okolí má největší význam ^{131}I , protože proniká do potravinového řetězce a podílel by se tak na ozáření obyvatelstva v okolí jaderné elektrárny ⁽²⁾.

Radionuklidy, které vznikly štěpením a nebo rozpadem vzácných plynů vzniklých štěpením, bývají ve formě aerosolu. Další radionuklidy se tvoří aktivací materiálů vyskytujících se v primárním okruhu. Ty jsou buď příměsí a nebo jde o korozi uvolněné konstrukční materiály. Aerosoly vznikají buď únikem přes netěsnosti primárního okruhu a nebo při opravách a údržbě aktivovaných částí primárního okruhu. Ventilační systémy odvádějí vzduch z prostor, kde se aerosoly vytváří a ženou ho přes velmi výkonné filtrační zařízení (obvykle využívajících HEPA filtrů), kde je převážná část aerosolů zachycena a aerosolové výpusti jsou tak velmi nízké. Tím je zaručeno kontinuální čištění vzduchu v těchto prostorách. Skladba radionuklidů je pro každou elektrárnu víceméně charakteristická. V jaderných elektrárnách pracujících s reaktory VVER lze najít tyto radionuklidy: ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{57}Co , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{76}As , ^{89}Sr , ^{90}Sr , ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{106}Ru , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{124}Sb , ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{181}Hf , ^{182}Ta . Nejedná se o kompletní výčet radionuklidů. Mohou se zde samozřejmě objevit i jiné aerosoly, ty však mívají krátký poločas rozpadu a tak se ve výpustech do prostředí už nijak neprojeví ⁽²⁾.

1.2.2 Radionuklidy vypouštěné do vodotečí

Zdroje radionuklidů, které se dostávají do kapalných výpustí jsou v podstatě stejné jako zdroje radionuklidů vypouštěných do ovzduší. Výjimku tvoří tritium. To se uvolňuje do vodotečí řízeně v aktivitách, které odpovídají předpisům. Objemové aktivity pro vypouštění tritia v daném časovém období (většinou jeden rok) se určují z optimalizačních studií.

1.3 Evropská a česká legislativa v oblasti uvolňování radionuklidů do životního prostředí

V České republice jsou v oblasti uvolňování radionuklidů do životního prostředí zásadní dva dokumenty. Jedná se o zákon č. 18/1997 Sb., (Atomový zákon) o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření a o změně a doplnění některých zákonů, v platném znění a vyhlášku č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně (ruší vyhlášku č. 184/1997 Sb.) ve znění vyhlášky č. 499/2005 Sb., kterou se mění vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně. Tyto legislativní předpisy platné v České republice musí být v souladu s legislativou Evropské unie jejímiž jsme členy. Konkrétně se jedná o Commission recommendation 2004/2/EURATOM (o sjednocení informací o plyných a kapalných radioaktivních výpustech do životního prostředí z jaderných reaktorů a přepracovatelských závodů za normálních provozních stavů) a o Council directive 96/29/EURATOM (stanovuje základní bezpečnostní standardy na ochranu zdraví pracovníků a veřejnosti před nebezpečími, které s sebou nese ionizující záření).

1.4 Optimalizační meze, limity a podmínky pro výpusti z jaderných elektráren

Optimalizace jako taková by nám měla stanovit ještě přípustné ozáření v daných podmínkách. Z toho vyplývá že toto ozáření se v každém případě musí nacházet v oblasti dávek pod obecnými limity individuálních dávek.

Zákon č. 18/1997 Sb. v platném znění nám upravuje vypouštění radionuklidů do životního prostředí, vyhláška SÚJB č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně v platném znění § 56 nám stanovuje obecná pravidla a podmínky uvádění radionuklidů do životního prostředí. § 56 nám říká, že uvádět radionuklidy do životního prostředí lze jenom na základě, v rozsahu a za podmínek, které stanovil SÚJB v povolení k uvádění radionuklidů do životního prostředí. Pokud tedy chceme řízeně vypouštět radionuklidy do životního prostředí, musí být nutně splněna podmínka že u dané kritické skupiny obyvatel nepřekročí součet roční efektivní dávky a ročního úvazku efektivní dávky v důsledku výpustí 250 μSv . Z toho připadá 200 μSv na výpustě do ovzduší a 50 μSv na výpustě do vodotečí. V § 17 vyhlášky SÚJB č. 307/2002 jsou stanoveny směrné hodnoty ozáření, které se považují za dostatečné k prokázání rozumně dosažitelné

úrovně radiační ochrany. Tato rozumně dosažitelná úroveň radiační ochrany pro uvolňování radionuklidů do životního prostředí nesmí překročit, u dané kritické skupiny obyvatelstva, směrnou hodnotu efektivní dávky z plyných a kapalných výpustí 50 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$.

Pro uvolňování radionuklidů do životního prostředí mohou dozorující státní orgány určit ještě přísnější hodnoty. Jedná se o tzv. autorizované limity.

1.4.1 Limity a podmínky jaderné elektrárny Temelín pro výpustí do ovzduší

U elektrárny Temelín byly tyto autorizované limity pro vypouštění radionuklidů do životního prostředí stanoveny Rozhodnutím SÚJB č.j. 16920/2002. Autorizovaný limit byl stanoven pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva ve formě 50-ti ročního úvazku efektivní dávky na 40 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ pro oba hlavní výrobní bloky. Autorizovaný limit je splněn tehdy, jestliže součet součinů aktivit jednotlivých radionuklidů a příslušných převodních koeficientů nepřesahuje výše uvedenou hodnotu 40 μSv . Součet příspěvků jednotlivých radionuklidů neobsahuje hodnoty těch radionuklidů, které přispívají do celkové sumy efektivní dávky a 50-ti ročního úvazku efektivní dávky méně než jedním procentem. Množství těchto příspěvků musí být omezeno tak, aby chyba podcenění efektivní dávky a 50-ti ročního úvazku efektivní dávky kvůli nezapočtení těchto radionuklidů byla menší než 10 %.

Týdenní naměřené aktivity aerosolů v jednotlivých filtrech se během bilancování výpustí do ovzduší sčítají a jestliže jsou jejich aktivity nižší než detekční meze, tak se uvádí, že „hodnota je menší než MDA“ (minimální detekovatelná aktivita). U takovýchto hodnot se započítává pouze poloviční příspěvek.

1.4.2 Limity a podmínky jaderné elektrárny Temelín pro výpustí do vodotečí

Autorizovaný limit pro kapalnou výpustí z JETE byl stanoven v rozhodnutí SÚJB č.j. 8096/2005. Tento limit pro kapalnou výpustí do Vltavy v profilu Kořensko nesmí přesáhnout za kalendářní rok u jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva hodnotu 3

μSv . Tato hodnota se vztahuje na součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření.

Tento autorizovaný limit $3 \mu\text{Sv}$ je univerzální a počítá s vlivem libovolné směsi radionuklidů (včetně tritia), které se vypouští do povrchových vod. Výpočet ozáření se tak provádí radionuklidově specificky. Během bilancování výpustí do vodotečí jsou do hodnocení zahrnuty pouze radionuklidy, které mají objemovou aktivitu větší než MDA.

1.4.3 Rozsah monitorování plynných a kapalných výpustí do okolí JETE

Výpusti na jaderné elektrárně Temelín jsou monitorovány v rozsahu stanoveném v řídicím dokumentu ČEZ L – ETE 002 „Program monitorování výpustí“. Tento dokument je schválen rozhodnutím SÚJB č.j. 16741/2005.

1.4.3.1 Výpusti do ovzduší

Jaderná elektrárna Temelín monitoruje tyto zdroje plynných výpustí:

- dvoudřívkový ventilační komín na 1.HVB (hlavní výrobní blok)
- dvoudřívkový ventilační komín na 2.HVB
- 1 ventilační komín na BAPP (budova aktivních pomocných provozů)
- odvzdušnění sekundárního okruhu na 1.HVB
- odvzdušnění sekundárního okruhu na 2.HVB.

Ventilační komíny jsou na HVB dvoudřívkové – to znamená, že jsou soustředné a dělí se na vnitřní a vnější. Provozní režimy bloků ovlivňují výpusti z těchto komínů, vnější dřívky komínů jsou v provozu pouze při odstávkách jednotlivých bloků. Oproti tomu je ventilační komín na BAPP jednodřívkový a v provozu po celý rok. Pro bilanční měření vzácných plynů v plynných výpustech z ventilačních komínů HVB JETE se využívá on-line spektrometrický systém. Bilanční měření aerosolů, jódu, uhlíku a tritia se dělá na podkladě odběrů reprezentativních vzorků. Kontinuální nebilanční monitorování plynných výpustí je zajišťováno těmito monitory:

- PIG monitory – kontinuálně měří objemovou aktivitu aerosolů, jódu a vzácných plynů při všech provozních režimech bloku (normální provoz, odstávka a

havarijní a pohavarijní situace). Z monitoru se odebírají aerosolové a jodové filtry a ty se pak v laboratoři spektrometricky vyhodnocují.

- HRGM monitor – jedná se o vysokorozsahový monitor určený k měření vzácných plynů za havarijních podmínek.
- LRAM monitor – slouží k měření dávkového příkonu ve vnitřním a vnějším komíně.

Měření aerosolů

Sledování aerosolů je zajištěno izokinetickým proporcionálním odběrem vzorku vzdušiny a záchytem aerosolů na velkoobjemový aerosolový filtr. Odběr vzorků je proporcionální v celém rozsahu průtoku vzdušiny komínem. Vzorek se po týdenní expozici odebírá a stanovuje gamaspektrometricky. Ve spojeném ročním vzorku se následně za využití alfa-spektrometrie zjišťuje možná přítomnost transuranů, po radiochemické separaci i radioizotopy stroncia. Vzorek se získává z vnitřních komínů HVB a ventilačního komína BAPP během všech provozních režimů. Vzorky aerosolů z vnějšího komína HVB se odebírají jen při odstávkách.

Měření radiojodu

Stanovování radioizotopů jódu se děje na základě proporcionálního odběru vzorku vzdušiny a jejich záchytu na jodový filtr. Odběr vzorků je opět proporcionální v celém rozsahu průtoku vzdušiny komínem. Po týdenní expozici je vzorek odebrán a gamaspektrometricky zhodnocen. Z vnitřních komínů HVB se vzorek odebírá při všech provozních režimech bloku, z vnějšího komína se odběr radioizotopů jódu děje jen při odstávkách.

Měření vzácných plynů

Hodnota aktivity vzácných plynů je stanovována na základě neustálého gamaspektrometrického měření vzdušiny, která odchází ventilačními komíny HVB. Ještě před tímto měřením jsou z ní však odstraněny za pomoci vysoce účinných filtrů aerosoly a radioizotopy jódu. Kvůli většímu objemu získávanému pro měření se vzdušina do měřících nádob tlakuje. Stanovená objemová aktivita vzácných plynů je korigována na tlakové a teplotní poměry v měřící nádobě. Aktivita vzácných plynů je měřena za všech provozních stavů bloku, vzorky vzácných plynů se odebírají

standardně z vnitřních komínů HVB při všech provozních stavech bloku a z vnějších komínů HVB pouze při odstávkách. Operativně se odebírají vzorky vzácných plynů do tlakových lahví kvůli stanovování radioizotopu kryptonu ^{85}Kr .

Měření uhlíku a tritia

Aktivity uhlíku a tritia se v plynných výpustech stanovují proto, aby se určilo, jakou měrou se podílí na úvazku efektivní dávky jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva. Odběry vzdušnin se provádí v pravidelných týdenních intervalech na speciální sorbent, který se pak chemicky zpracovává. Vzorky tritia a uhlíku se po tomto zpracování proměřují na beta-spektrometru. Odběr vzorků uhlíku a tritia se dělá ve vnitřních komínech HVB a z ventilačního komína BAPP při všech provozních režimech a z vnějšího komína HVB pouze při odstávce.

1.4.3.2 Výpusti do vodotečí

Monitorování kapalných výpustí z JETE je založeno na bilančním měření obsahu jednotlivých radionuklidů v jednotlivých kontrolních nádržích před tím, než se vypustí do sběrné jímky odpadních vod a odtud do ponořeného stupně Kořensko. Tyto nádrže se mohou vypouštět jenom se souhlasem směnového inženýra. Navíc je vypouštění automaticky kontrolováno měřicími systémy radiační kontroly. Pokud by tedy došlo k překročení nastavených referenčních úrovní aktivity kapalných výpustí tak tento systém uzavře příslušné armatury a vypouštění se tím pádem zastaví. Aktivita vody ve sběrné jímce odpadních vod na odpadním kanálu z JETE je neustále monitorována za pomoci zařízení, které je schopno poskytovat proporcionálně nakapávaný vzorek vod pro následnou spektrometrickou či radiochemickou analýzu vypouštěných vod.

Měření v kontrolních nádržích

Podle schváleného programu monitorování výpustí se vzorky používané ke stanovení obsahu tritia a dalších umělých radionuklidů odebírají přímo z kontrolních nádrží před jejich vypuštěním. Musí být totiž splněny tyto podmínky stanovené vodohospodářským rozhodnutím.

Měření v jímce odpadních vod

Zjištěné hodnoty aktivit vypouštěných radionuklidů z kontrolních nádrží se musí podle požadavků Vodohospodářského rozhodnutí RŽP (referátu životního prostředí) potvrdit spektrometrickým a nebo radiochemickým rozbořem vzorků vod odebraných z jímky odpadních vod. „Koncentrační a bilanční limity aktivity určené Vodohospodářským rozhodnutím RŽP pro odpadní vody vypouštěné z ETE do Vltavy jsou stanoveny bez příspěvku aktivit radionuklidů obsažených v surové vltavské vodě čerpané na elektrárnu přes čerpací stanici Hněvkovice⁽¹⁴⁾. Vzorky vypouštěných odpadních vod jsou odebírány proporcionálně, ke stanovení koncentračních hodnot aktivit jednotlivých radionuklidů se používá radiochemická analýza. Toto měření se provádí jedenkrát měsíčně. Od analýzy zjištěné celkové hodnoty beta aktivity, která je vypouštěna odpadními vodami, se odečítá průměrná roční hodnota celkové aktivity beta vzorku surové vltavské vody v profilu Hněvkovice, ale bez příspěvku tritia. Koncentrační a bilanční aktivity pro odpadní vody, které se při provozu JETE (provoz obou bloků) vypouští do Vltavy, jsou určeny Vodohospodářským rozhodnutím č.j. 18378/20/2005. Hodnoty jsou následující:

Tabulka č.2: Koncentrační a bilanční aktivity⁽⁵⁾

ukazatel radioaktivity	max. Bq/l	max. Bq/rok
celková aktivita beta (bez tritia)	21	$1 \cdot 10^9$
tritium	$2,56 \cdot 10^5$	$6,6 \cdot 10^{13}$

2 Cíl práce a hypotéza

Cílem práce je porovnat hodnoty aktivit ročních výpustí jednotlivých složek plyných a kapalných výpustí českých a světových JE se srovnatelnými reaktory (PWR 400 – 1000 MW). Zhodnotit, který typ jaderných elektráren (BWR, PWR, GCR, AGR atd.) je z hlediska množství a složení vypouštěných aktivit radiologicky nejméně, respektive nejvíce závažný a případně popsat vliv stáří porovnávaných JE (z hlediska úrovně jejich technologie zpracování plyných a kapalných odpadů, respektive technické úrovně prostředků používaných na monitorování výpustí) na hodnoty těchto výpustí.

Hypotéza č.1 – Úroveň technologie (stáří JE) má vliv na hodnotu výpustí.

Hypotéza č.2 – České jaderné elektrárny jsou srovnatelné se světovými.

3 Metodika

Metodika mé práce spočívala v získávání teoretických poznatků z odborné literatury, rozhodnutí SÚJB a vodoprávních orgánů vztahujících se k problematice kapalných a plyných výpustí JE Temelín, schválené řídicí dokumentace ČEZ a.s., JE Temelín a dále pak článků z internetových odkazů. Zjištěné informace jsem rozdělil tak, aby má práce podávala ucelený pohled na danou problematiku a umožnila čtenáři, vytvořit si základní přehled o výpustech jaderných elektráren.

4 Výsledky

Tabulka č.3: Stručná charakteristika jednotlivých porovnávaných jaderných elektráren.

elektrárna	název reaktoru	instalovaný výkon	zahájení provozu	použitá zkratka	stát
Blayais 1	PWR	910 MWe	1981	EBL	Francie
Blayais 2	PWR	910 MWe	1982		Francie
Blayais 3	PWR	910 MWe	1983		Francie
Blayais 4	PWR	910 MWe	1983		Francie
Dukovany 1	WWER	411 MWe	1985	EDU	ČR
Dukovany 2	WWER	411 MWe	1986		ČR
Dukovany 3	WWER	411 MWe	1986		ČR
Dukovany 4	WWER	411 MWe	1987		ČR
Dungeness B1	AGR	555 MWe	1985	Edung	Anglie
Dungeness B2	AGR	555 MWe	1982		Anglie
Hartlepool A1	AGR	605 MWe	1983	EHA	Anglie
Hartlepool A2	AGR	605 MWe	1984		Anglie
Loviisa 1	WWER	488 MWe	1977	ELO	Finsko
Loviisa 2	WWER	488 MWe	1980		Finsko
Olkiluoto 1	BWR	840 MWe	1978	EOL	Finsko
Olkiluoto 2	BWR	840 MWe	1979		Finsko
Philippsburg 1	BWR	890 MWe	1979	EPHI 1	Německo
Philippsburg 2	PWR	1392 MWe	1984	EPHI 2	Německo
St. Lauren 1	PWR	890 MWe	1981	ESt.L	Francie
St. Lauren 2	PWR	890 MWe	1981		Francie
Temelín 1	WWER	912 MWe	2000	ETE	ČR
Temelín 2	WWER	912 MWe	2002		ČR
Wylfa 1	GCR	490 MWe	1969	EWY	Anglie
Wylfa 2	GCR	490 MWe	1970		Anglie

4.1 Plynné výpusti

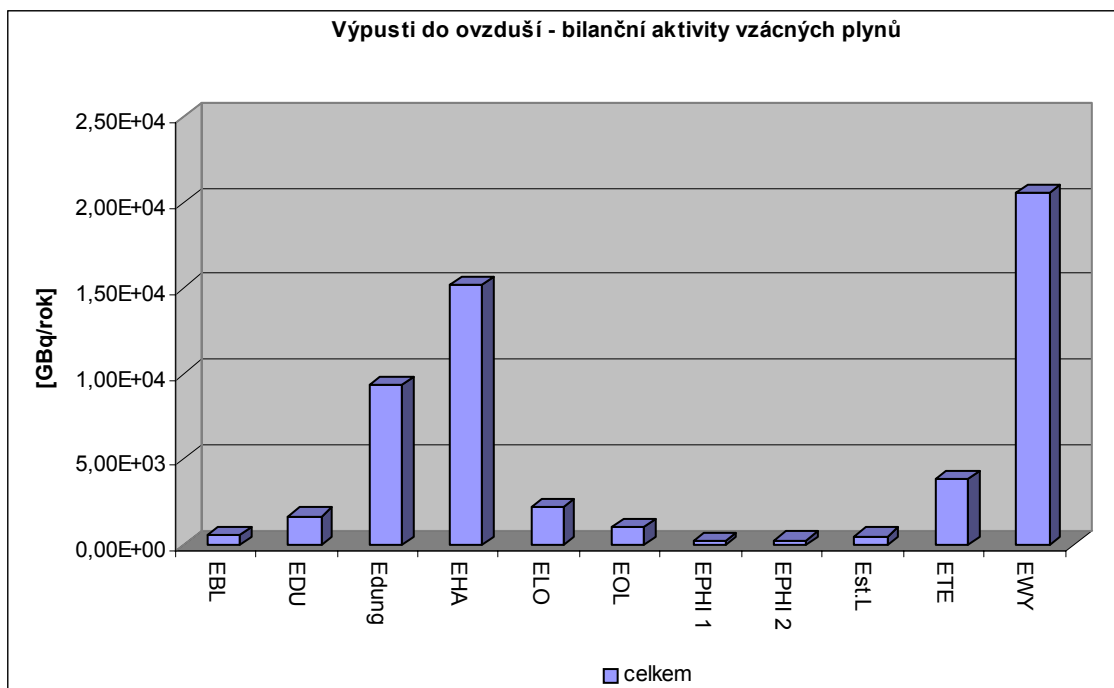
Vzácné plyny

Tabulka č.4: Bilanční hodnoty aktivit vzácných plynů [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

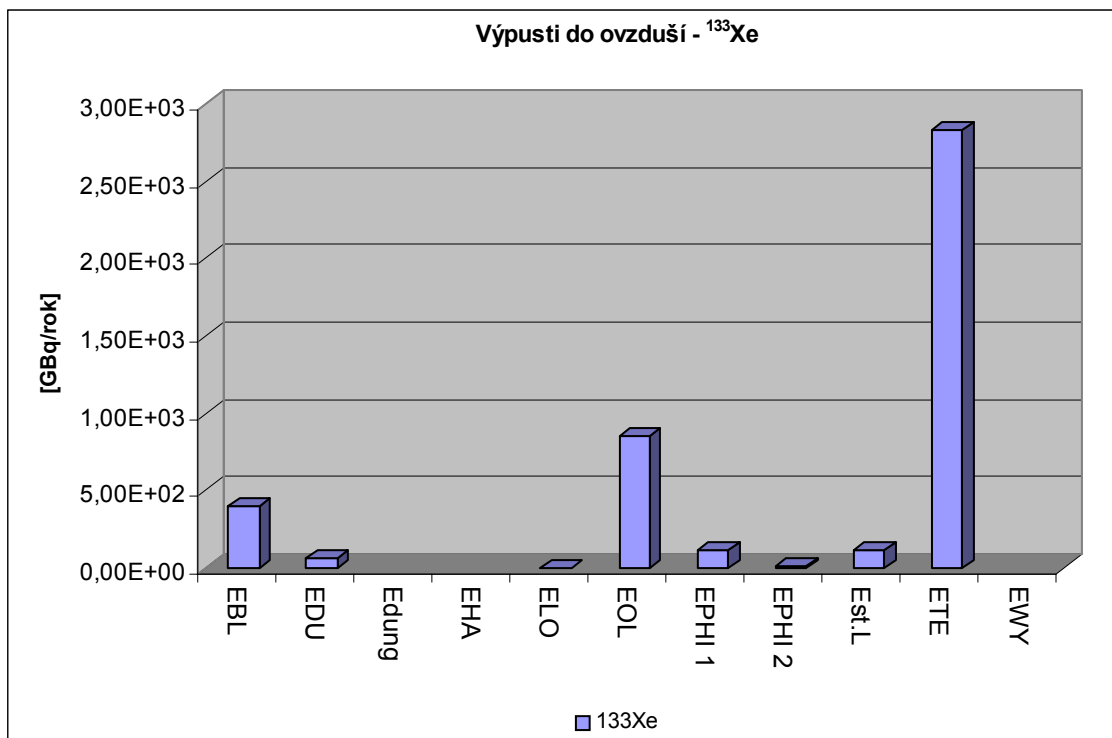
elektrárna	celkem	¹³³ Xe	¹³⁵ Xe	⁴¹ Ar	⁸⁵ Kr
EBL	5,68E+02	4,05E+02	1,52E+02	9,88E+00	7,85E-01
EDU	1,67E+03	6,75E+01	5,27E+01	HN	HN
Edung	9,35E+03	HN	HN	9,35E+03	HN
EHA	1,52E+04	HN	HN	HN	1,52E+04
ELO	2,21E+03	1,45E+00	8,50E+00	2,20E+03	HN
EOL	9,85E+02	8,50E+02	8,50E+01	HN	HN
EPHI 1	2,44E+02	1,20E+02	1,30E+01	3,30E+01	5,50E+01
EPHI 2	2,63E+02	1,50E+01	2,10E+01	2,10E+02	1,60E+01
Est.L	5,05E+02	1,10E+02	3,85E+01	1,00E+01	2,75E-01
ETE	3,85E+03	2,83E+03	2,61E+02	5,30E+02	9,30E+01
EWY	2,06E+04	HN	HN	2,06E+04	HN

HN – hodnota neuváděna

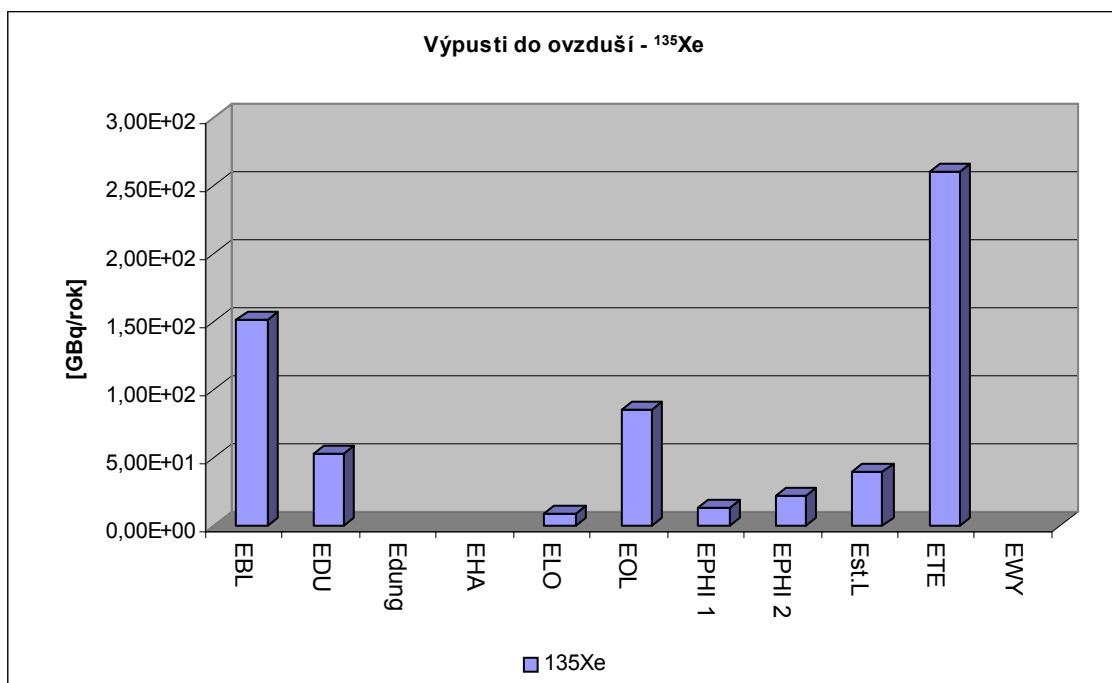
Graf č.1: Bilanční hodnoty aktivity vzácných plynů.



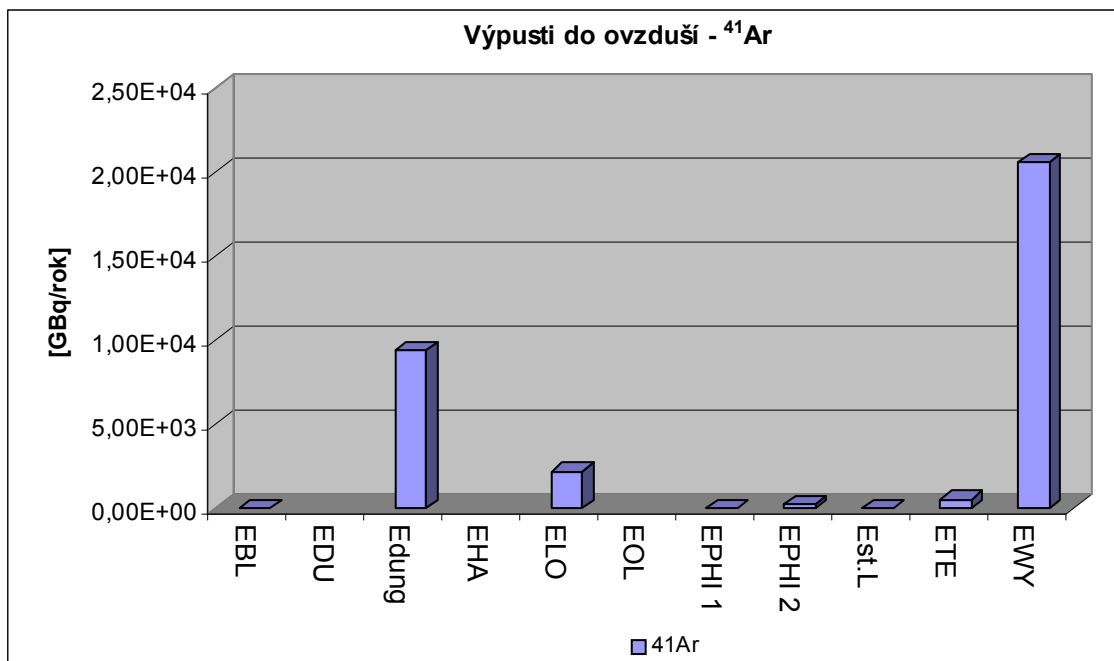
Graf č.2: Hodnoty pro ^{133}Xe .



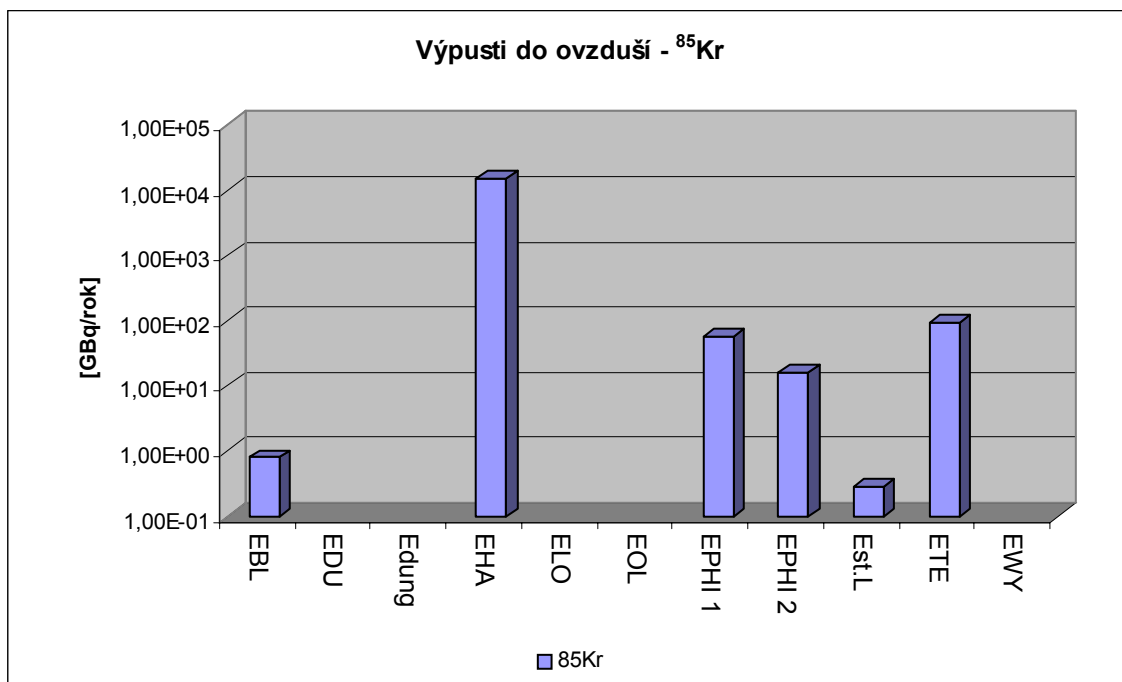
Graf č.3: Hodnoty pro ^{135}Xe .



Graf č.4: Hodnoty pro ^{41}Ar .



Graf č.5: Hodnoty pro ^{85}Kr .



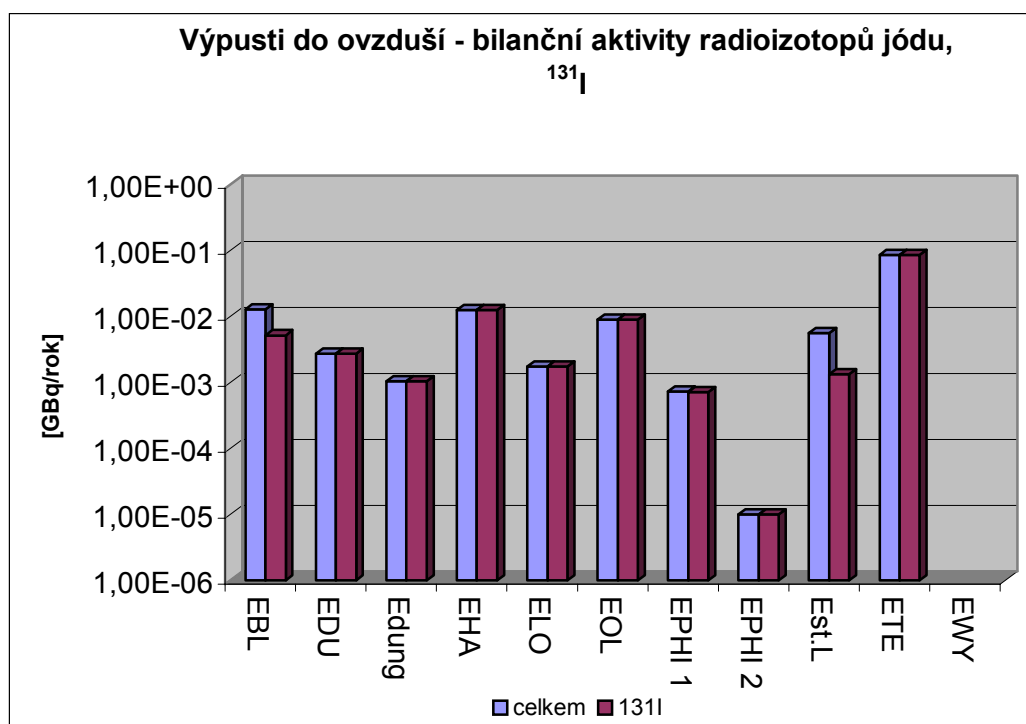
Jódy

Tabulka č.5: Bilanční hodnoty aktivit jódů [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	celkem	¹³¹ I
EBL	1,28E-02	5,17E-03
EDU	2,75E-03	2,75E-03
Edung	1,05E-03	1,05E-03
EHA	1,25E-02	1,25E-02
ELO	1,75E-03	1,75E-03
EOL	9,00E-03	9,00E-03
EPHI 1	7,29E-04	7,10E-04
EPHI 2	9,90E-06	9,90E-06
Est.L	5,65E-03	1,34E-03
ETE	8,60E-02	8,50E-02
EWY	HN	HN

HN – hodnota neuváděna

Graf č.6: Bilanční hodnoty aktivity jódů.



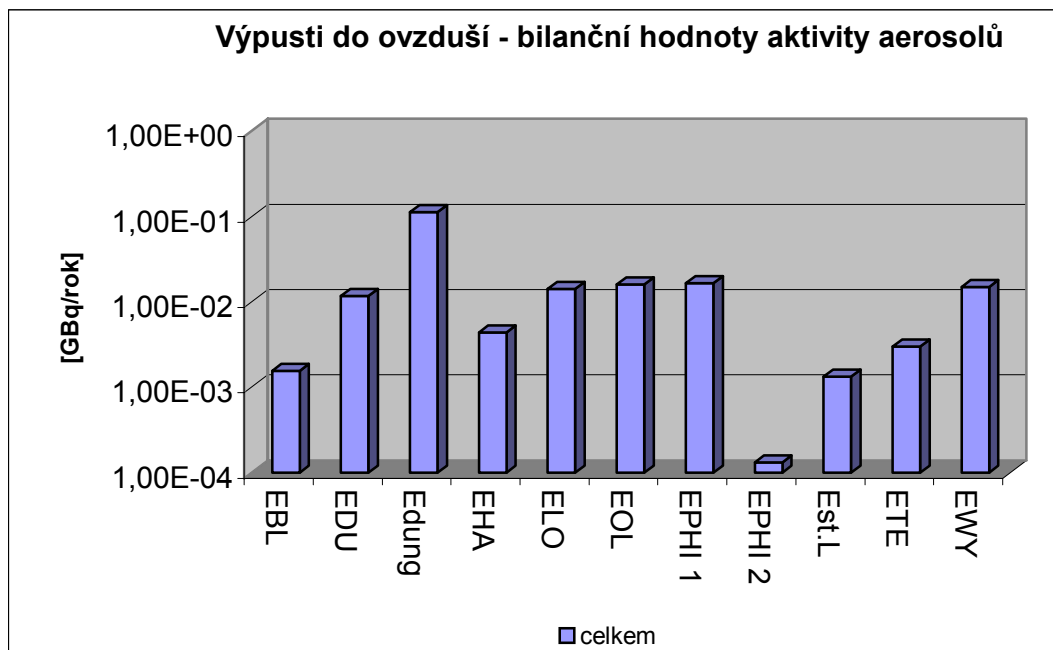
Aerosoly

Tabulka č.6: Bilanční hodnoty aktivit aerosolů [GBq/rok], hodnota nezahrnuje aktivity ^{14}C , ^3H , radioizotopů jódu (^{131}I , ^{132}I , ^{133}I a ^{135}I) a ^{35}S (u plynem chlazených reaktorů).

Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	celkem
EBL	1,56E-03
EDU	1,18E-02
Edung	1,13E-01
EHA	4,38E-03
ELO	1,42E-02
EOL	1,61E-02
EPHI 1	1,67E-02
EPHI 2	1,32E-04
Est.L	1,33E-03
ETE	3,00E-03
EWY	1,51E-02

Graf č.7: Bilanční hodnoty aktivity aerosolů.

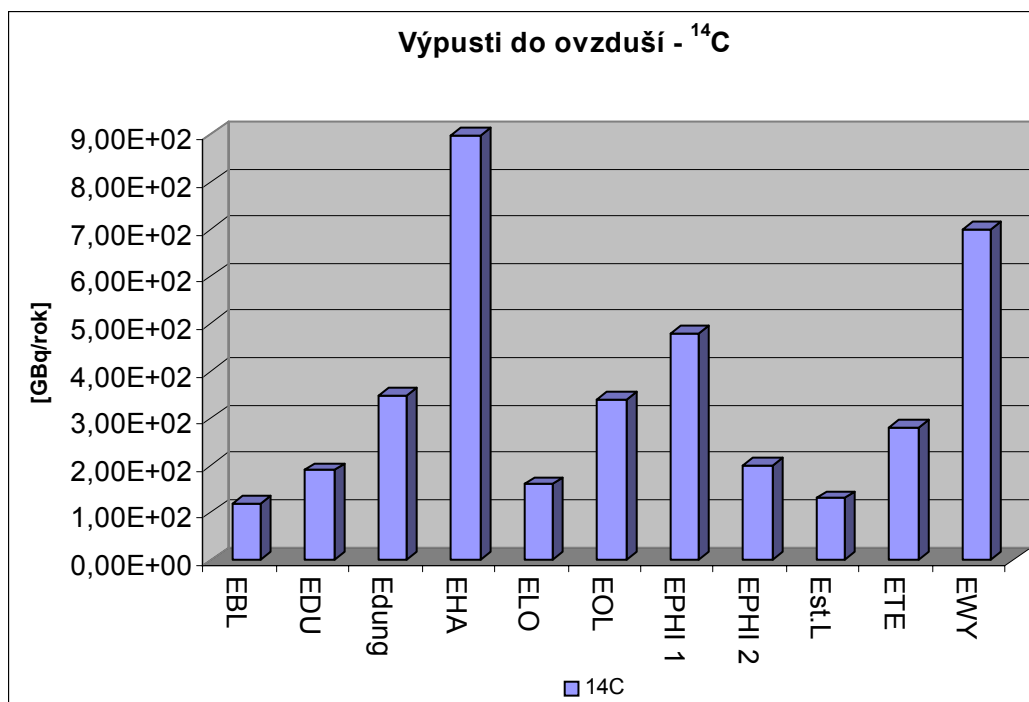


Tabulka č.7: Bilanční hodnoty aktivit ^{14}C , ^3H a ^{35}S (pouze u plynem chlazených reaktorů) [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

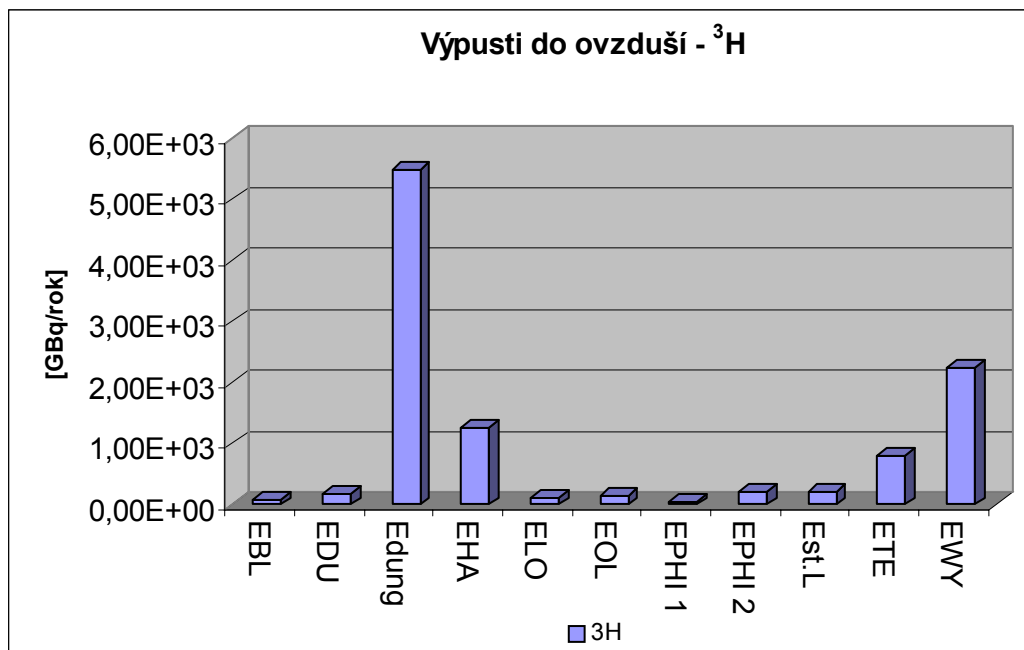
elektrárna	^{14}C	^3H	^{35}S
EBL	1,20E+02	9,00E+01	HN
EDU	1,90E+02	1,90E+02	HN
Edung	3,50E+02	5,50E+03	4,00E+01
EHA	9,00E+02	1,27E+03	6,00E+01
ELO	1,60E+02	1,10E+02	HN
EOL	3,40E+02	1,40E+02	HN
EPHI 1	4,80E+02	4,60E+01	HN
EPHI 2	2,00E+02	2,10E+02	HN
Est.L	1,30E+02	2,10E+02	HN
ETE	2,80E+02	8,10E+02	HN
EWY	7,00E+02	2,25E+03	9,00E+01

HN – hodnota neuváděna

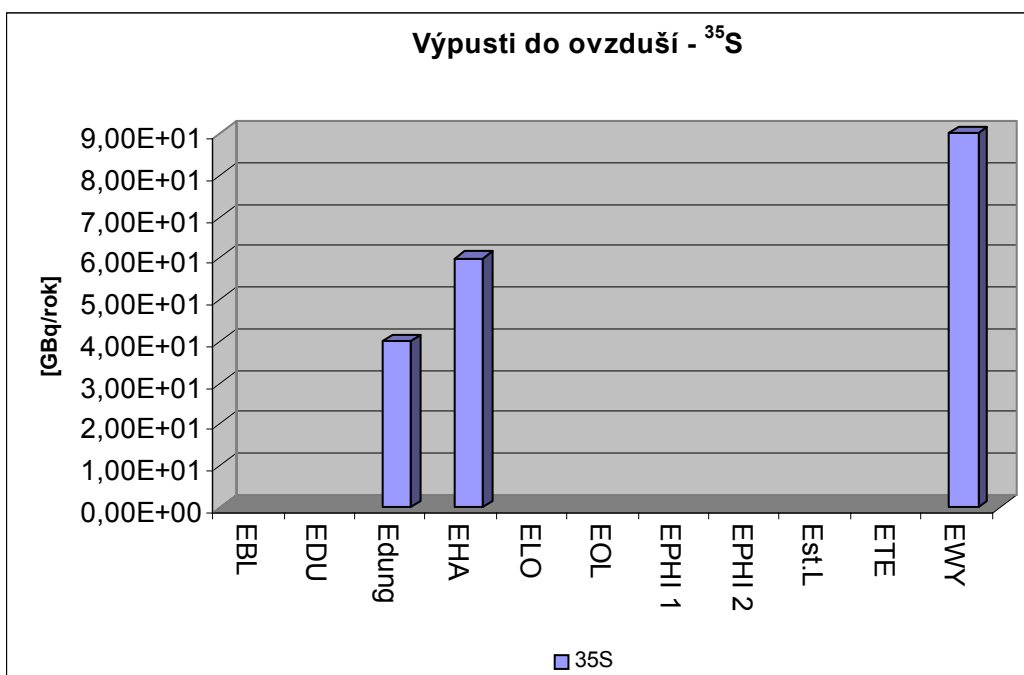
Graf č.8: Hodnoty pro ^{14}C .



Graf č.9: Hodnoty pro ^3H .



Graf č.10: Hodnoty pro ^{35}S .

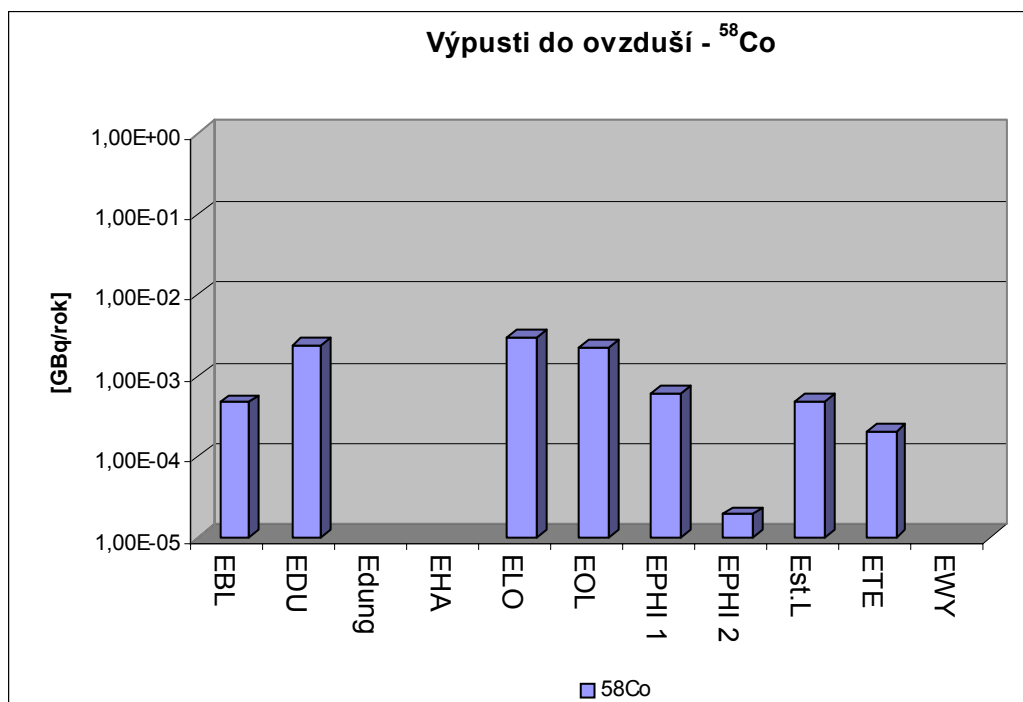


Tabulka č.8: Bilanční hodnoty aktivit ^{58}Co , ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{137}Cs , ^{54}Mn [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

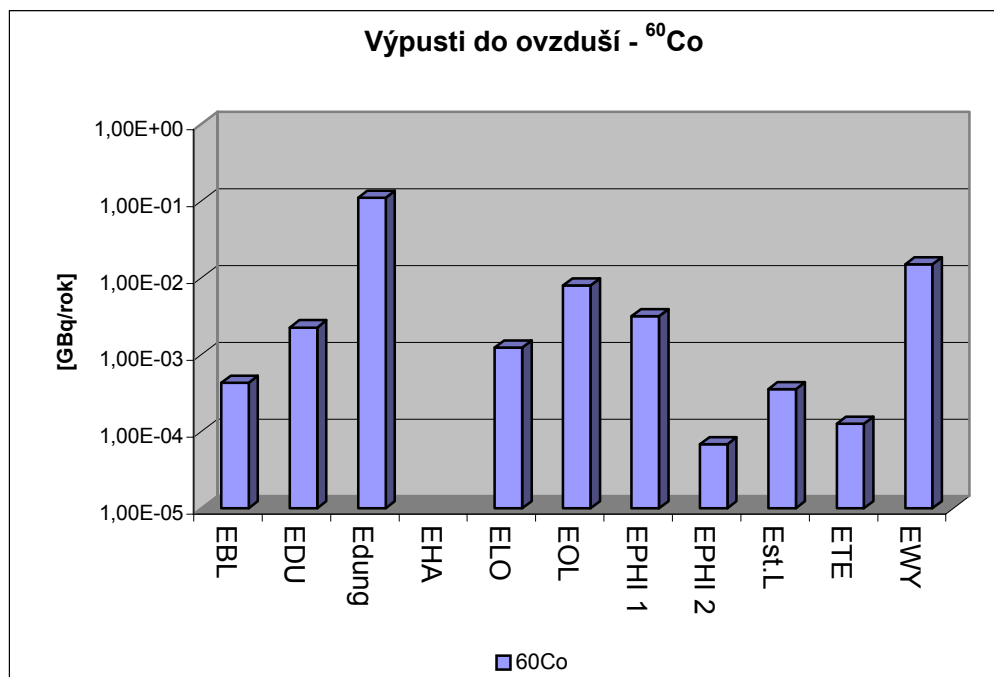
elektrárna	^{58}Co	^{60}Co	^{51}Cr	^{137}Cs	^{54}Mn
EBL	4,65E-04	4,32E-04	HN	3,76E-04	HN
EDU	2,40E-03	2,28E-03	1,24E-03	5,55E-05	1,05E-03
Edung	HN	1,13E-01	HN	HN	HN
EHA	HN	HN	HN	HN	HN
ELO	2,95E-03	1,25E-03	9,54E-04	1,45E-05	3,80E-04
EOL	2,20E-03	8,00E-03	3,45E-03	HN	2,00E-03
EPHI 1	6,00E-04	3,20E-03	3,50E-03	4,10E-04	1,20E-03
EPHI 2	1,90E-05	6,80E-05	2,70E-05	3,20E-06	3,60E-06
Est.L	4,88E-04	3,56E-04	HN	2,65E-04	HN
ETE	2,02E-04	1,27E-04	4,89E-04	3,08E-04	1,11E-04
EWY	HN	1,51E-02	HN	HN	HN

HN – hodnota neuváděna

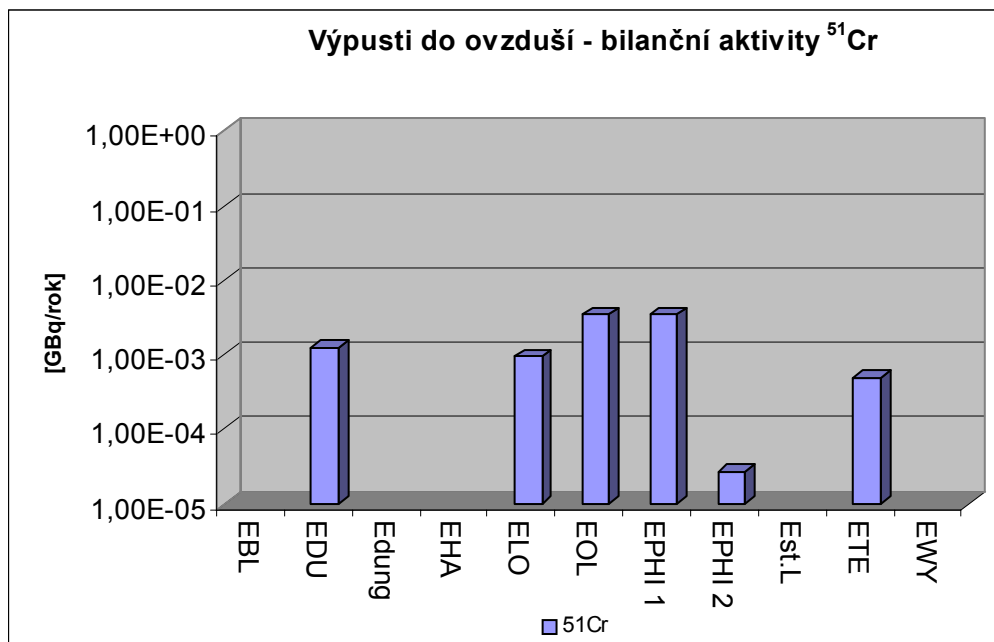
Graf č.11: Hodnoty pro ^{58}Co .



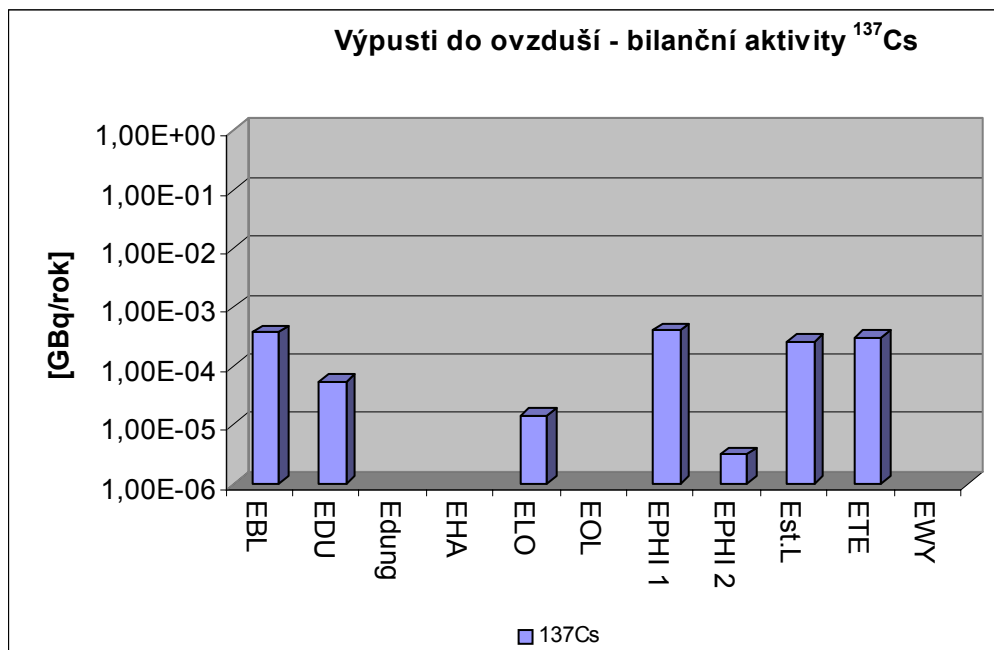
Graf č.12: Hodnoty pro ^{60}Co .



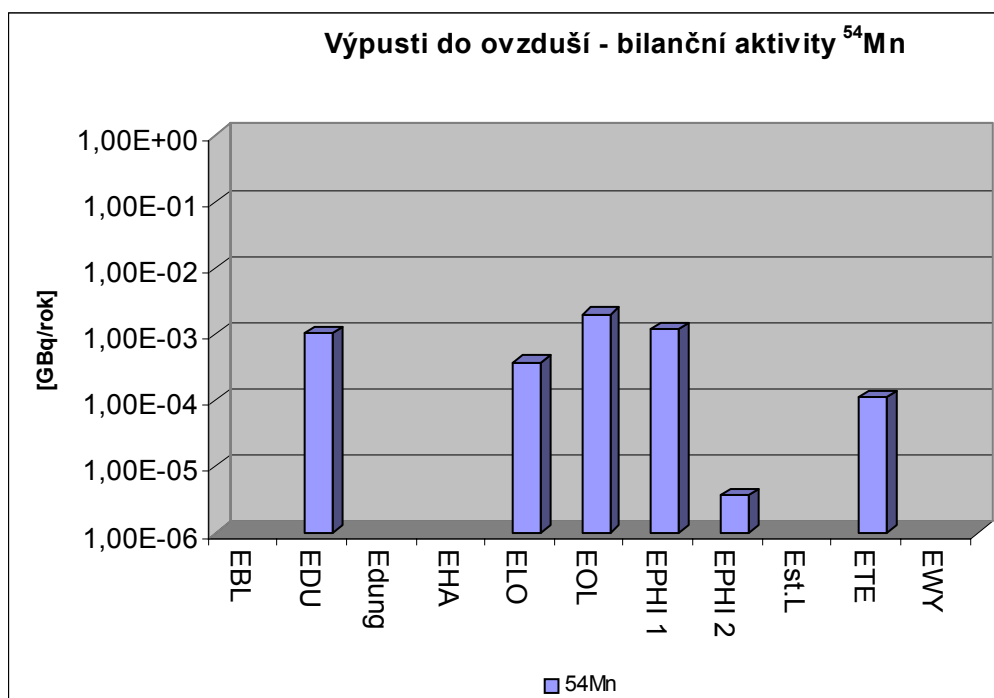
Graf č.13: Hodnoty pro ^{51}Cr .



Graf č.14: Hodnoty pro ^{137}Cs .



Graf č.15: Hodnoty pro ^{54}Mn .



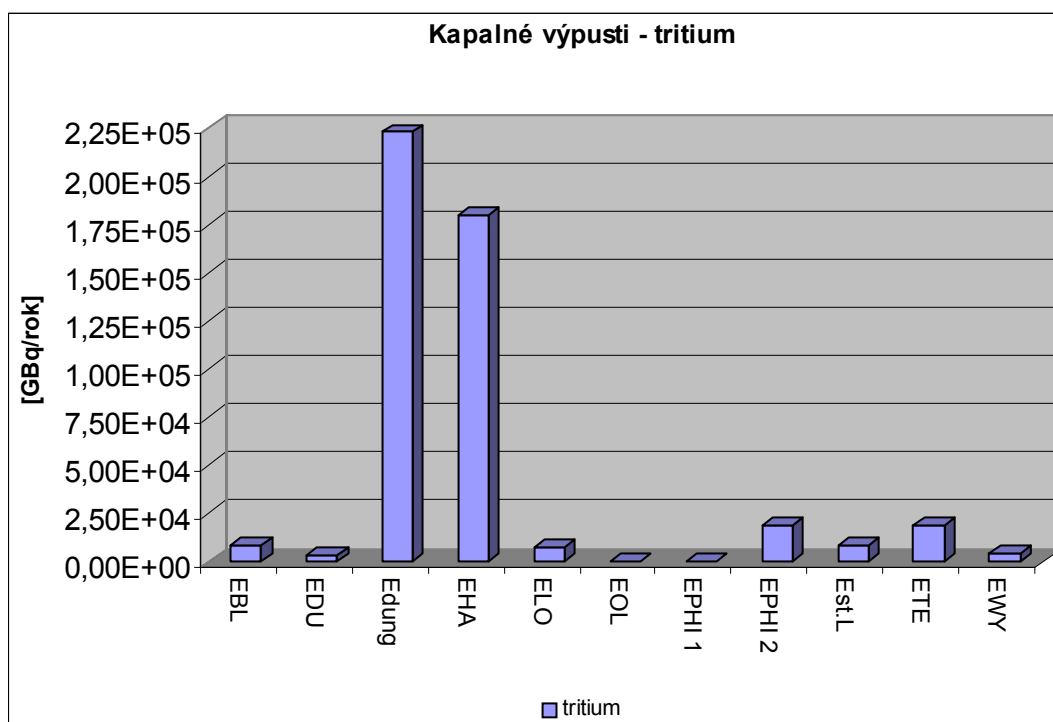
4.2 Kapaln  v pusti

Tritium – ^3H

Tabulka  .9: Bilan n  hodnoty aktivity ^3H [GBq/rok]. Hodnoty jsou p epo teny na jeden blok.

elektr�rna	tritium
EBL	9,10E+03
EDU	3,46E+03
Edung	2,23E+05
EHA	1,80E+05
ELO	7,50E+03
EOL	5,50E+02
EPHI 1	4,70E+02
EPHI 2	1,90E+04
Est.L	8,70E+03
ETE	1,87E+04
EWY	4,30E+03

Graf  .16: Hodnoty pro ^3H .



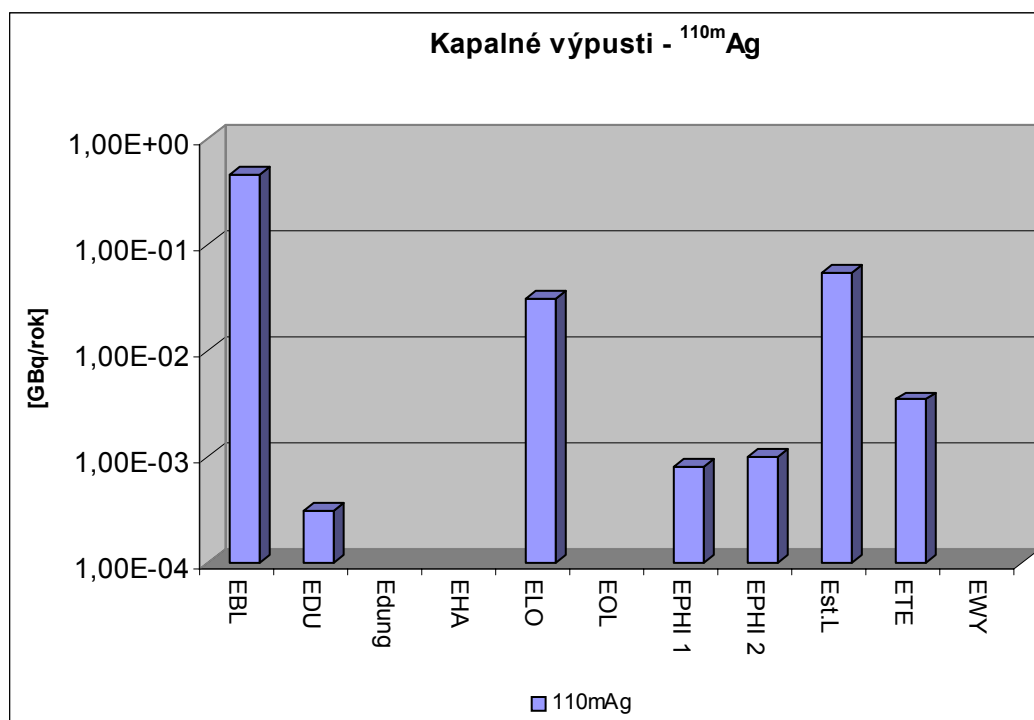
Stříbro – ^{110m}Ag

Tabulka č.10: Bilanční hodnoty aktivity ^{110m}Ag [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{110m}Ag
EBL	4,62E-01
EDU	3,04E-04
Edung	HN
EHA	HN
ELO	3,05E-02
EOL	HN
EPHI 1	8,00E-04
EPHI 2	1,00E-03
Est.L	5,45E-02
ETE	3,44E-03
EWY	HN

HN – hodnota neuváděna

Graf č.17: Hodnoty pro ^{110m}Ag .



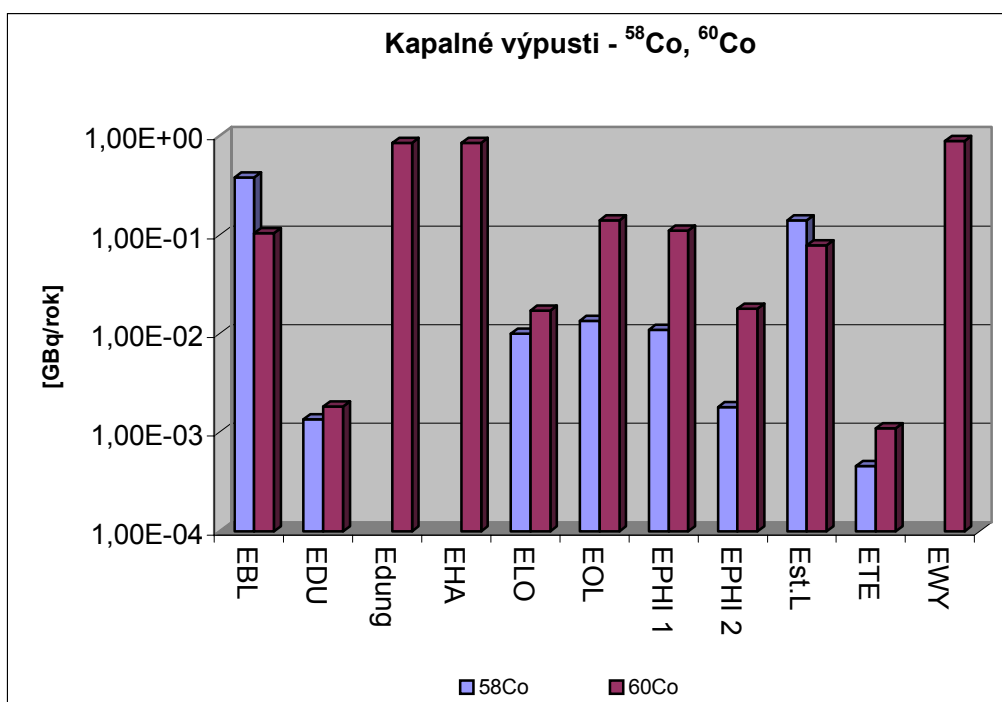
Radioizotopy kobaltu – ^{58}Co , ^{60}Co

Tabulka č.11: Bilanční hodnoty aktivit ^{58}Co , ^{60}Co [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{58}Co	^{60}Co
EBL	3,80E-01	1,04E-01
EDU	1,36E-03	1,83E-03
Edung	HN	8,55E-01
EHA	HN	8,50E-01
ELO	1,00E-02	1,70E-02
EOL	1,35E-02	1,40E-01
EPHI 1	1,10E-02	1,10E-01
EPHI 2	1,80E-03	1,80E-02
Est.L	1,40E-01	7,90E-02
ETE	4,52E-04	1,10E-03
EWY	HN	9,00E-01

HN – hodnota neuváděna

Graf č.18: Hodnoty pro ^{58}Co a ^{60}Co .



Chrom – ^{51}Cr

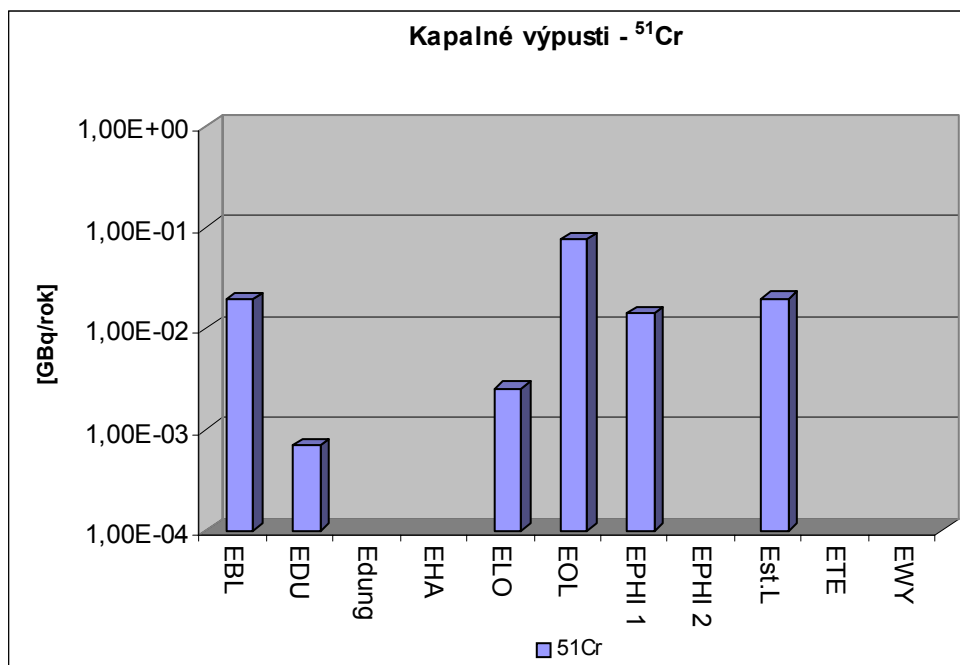
Tabulka č.12: Bilanční hodnoty aktivity ^{51}Cr [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{51}Cr
EBL	1,95E-02
EDU	7,05E-04
Edung	HN
EHA	HN
ELO	2,55E-03
EOL	7,50E-02
EPHI 1	1,40E-02
EPHI 2	HN
Est.L	2,00E-02
ETE	<DL
EWY	HN

HN – hodnota neuváděna

<DL – pod detekčním limitem

Graf č.19: Hodnoty pro ^{51}Cr .



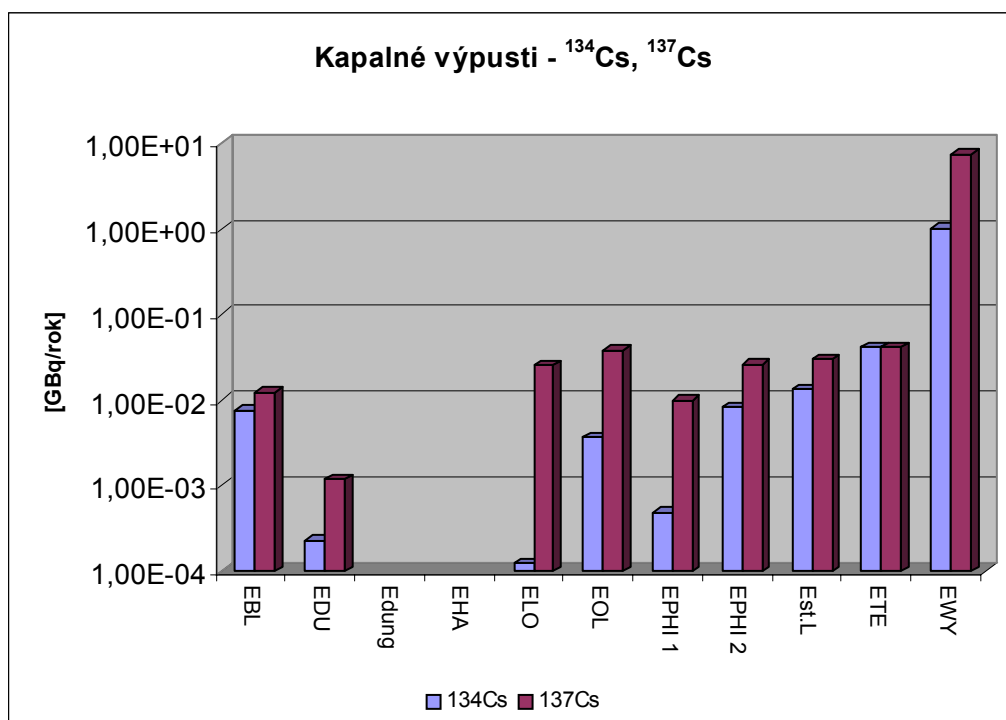
Radioizotopy cesia – ^{134}Cs , ^{137}Cs

Tabulka č.13: Bilanční hodnoty aktivit ^{134}Cs , ^{137}Cs [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{134}Cs	^{137}Cs
EBL	7,67E-03	1,22E-02
EDU	2,32E-04	1,19E-03
Edung	HN	HN
EHA	HN	HN
ELO	1,25E-04	2,55E-02
EOL	3,65E-03	3,81E-02
EPHI 1	4,90E-04	1,00E-02
EPHI 2	8,30E-03	2,60E-02
Est.L	1,35E-02	2,98E-02
ETE	4,12E-02	4,10E-02
EWY	1,00E+00	7,50E+00

HN – hodnota neuváděna

Graf č.20: Hodnoty pro ^{134}Cs a ^{137}Cs .



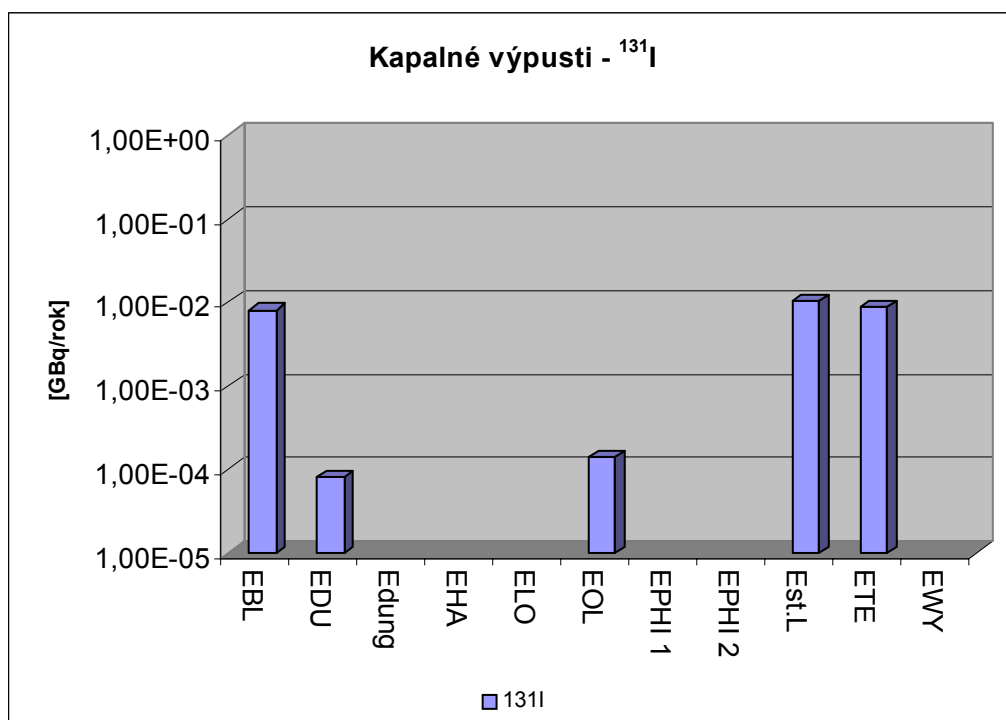
Jód – ^{131}I

Tabulka č.14: Bilanční hodnota aktivity ^{131}I [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{131}I
EBL	8,07E-03
EDU	8,22E-05
Edung	HN
EHA	HN
ELO	HN
EOL	1,40E-04
EPHI 1	HN
EPHI 2	HN
Est.L	1,02E-02
ETE	8,80E-03
EWY	HN

HN – hodnota neuváděna

Graf č.21: Hodnoty pro ^{131}I .



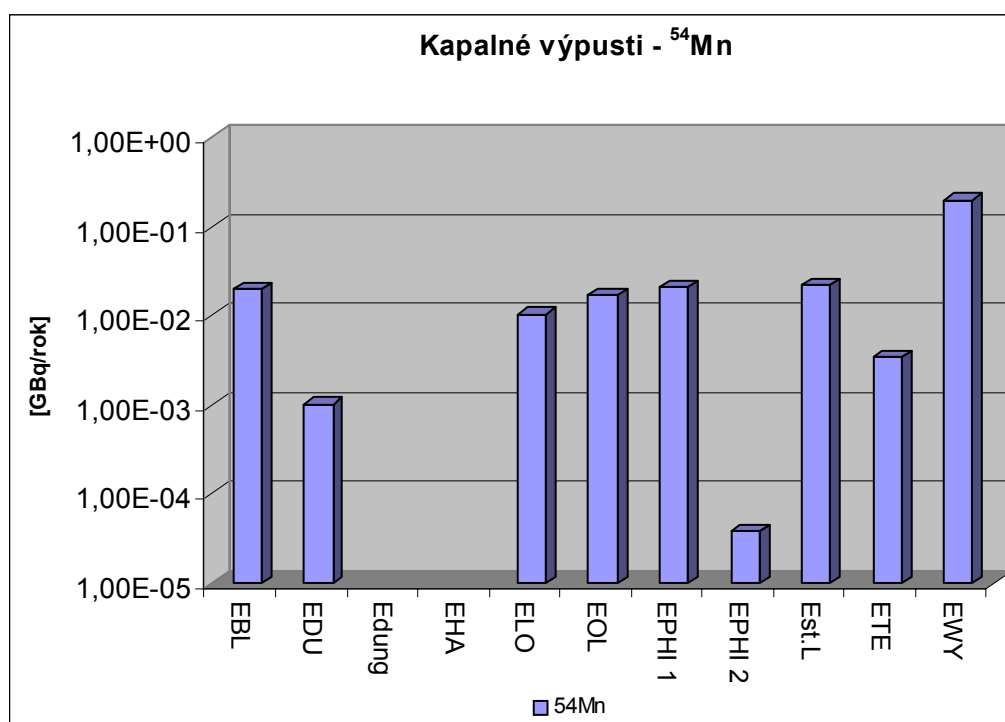
Mangan – ^{54}Mn

Tabulka č.15: Bilanční hodnota aktivity ^{54}Mn [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{54}Mn
EBL	1,97E-02
EDU	1,02E-03
Edung	HN
EHA	HN
ELO	1,05E-02
EOL	1,70E-02
EPHI 1	2,10E-02
EPHI 2	3,80E-05
Est.L	2,21E-02
ETE	3,39E-03
EWY	1,95E-01

HN – hodnota neuváděna

Graf č.22: Hodnoty pro ^{54}Mn .



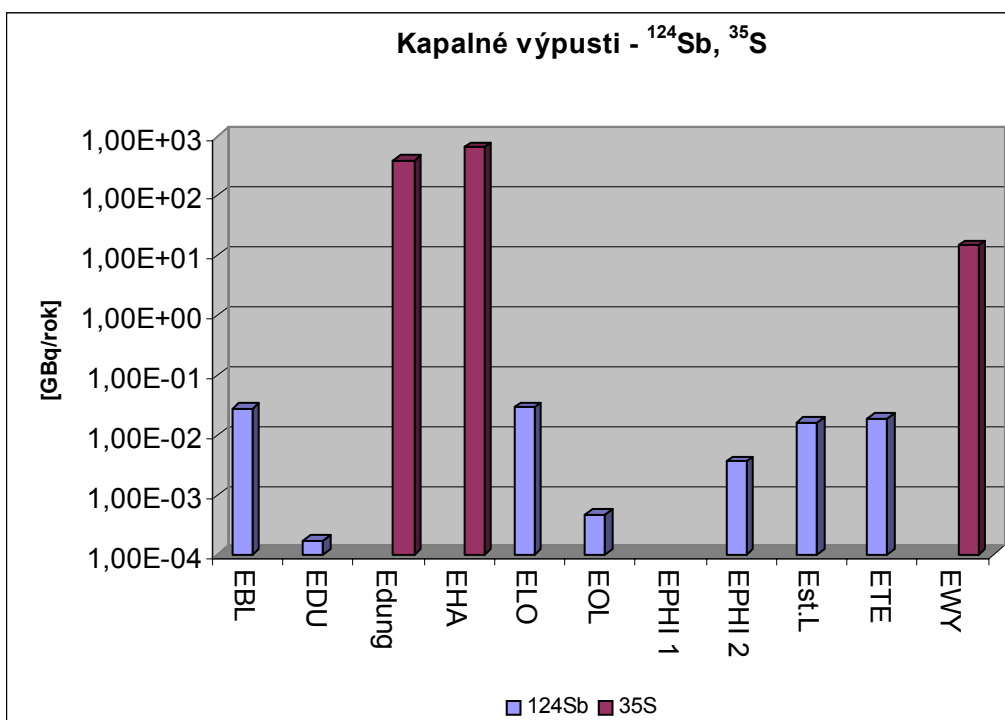
Antimon a síra – ^{124}Sb , ^{35}S (pouze u plynem chlazených reaktorů)

Tabulka č.16: Bilanční hodnoty aktivit pro ^{124}Sb a ^{35}S (pouze u plynem chlazených reaktorů) [GBq/rok]. Hodnoty jsou přepočteny na jeden blok.

elektrárna	^{124}Sb	^{35}S
EBL	2,75E-02	HN
EDU	1,76E-04	HN
Edung	HN	3,90E+02
EHA	HN	6,50E+02
ELO	2,95E-02	HN
EOL	4,75E-04	HN
EPHI 1	HN	HN
EPHI 2	3,70E-03	HN
Est.L	1,64E-02	HN
ETE	1,87E-02	HN
EWY	HN	1,50E+01

HN – hodnota neuváděna

Graf č.23: Hodnoty pro ^{124}Sb a ^{35}S .



5 Diskuze

Výsledky bilančních hodnot aktivit plyných a kapalných výpustí z českých a světových jaderných elektráren prezentované v předešlé kapitole jsou za různá časová období. Konkrétně u světových elektráren se jedná o rok 2003, u JE Dukovany pochází data z roku 2005 a z JE Temelín jsou hodnoty výpustí za rok 2006. Důvodem je nedostupnost zahraničních dat, která jsou zpravidla uváděna se značným časovým odstupem. Z hlediska srovnání není nutné porovnávat stejné roky, protože podmínky výpustí závisí na počtu a délce odstávek či různých servisních kontrol atd. Hodnoty aktivit výpustí pro zahraniční elektrárny pochází z dokumentu (11), pro jadernou elektrárnu Dukovany z (13) a pro jadernou elektrárnu Temelín z (14).

V plyných výpustech je několik základních skupin radionuklidů, které se monitorují. Jedná se o vzácné plyny, aerosoly, jódy, ^{14}C a tritium.

Vzácné plyny vznikají štěpením přímo v palivu (radioizotopy xenonu a kryptonu) a nebo aktivací buď v primárním okruhu a nebo v šachtě reaktoru (argon). Nejdůležitějšími z těchto vzácných plynů jsou ^{133}Xe a ^{135}Xe . Jsou jedním z indikátorů míry poškození pokrytí paliva. ^{135}Xe má velkou schopnost absorpce tepelných neutronů a při jeho velkém výskytu v aktivní zóně může dojít k zpomalení nebo až zastavení řetězové štěpné reakce. Z bilančních hodnot aktivity vzácných plynů uvedených tabulce č.4 a v grafu č.1 je vidět, že elektrárny s reaktory typu WWER, PWR a BWR mají nižší hodnoty vypouštěných vzácných plynů než GCR a AGR. Následující grafy č.2 – 5, ukazují jaké zastoupení mají jednotlivé radionuklidy v kterých elektrárnách. JE Temelín má oproti ostatním elektrárnám s reaktory WWER, PWR a BWR o něco málo vyšší hodnoty u radioizotopů xenonu. To může poukazovat na problémy s pokrytím paliva v daném roce nebo na nižší účinnost čistících a retardačních systémů. Sledované plynem chlazené reaktory mají ve výsledku vysoké hodnoty výpustí argonu – Dungeness a Wylfa a kryptonu – Hartlepool. U kryptonu by opět mohlo jít problémy s pokrytím paliva, vysoké hodnoty argonu mohou být způsobeny velkými objemy vzduchu, které proudí kolem aktivní zóny reaktoru a vzhledem ke stáří, zvláště u elektrárny Wylfa, nižší kvalitou zpoždovacích linek na plyných výpustech. Je také zajímavé, že ani u jedné z plynem chlazených elektráren se neobjevily údaje o radioizotopech xenonu. To

by mohlo být dáno stářím jejich monitorovacího zařízení a tím pádem ne tak dokonalým systémem detekce vzácných plynů.

Radioizotopy jódu jsou štěpnými produkty paliva, které přes mikrotrhlíčky pokrytí paliva pronikají do primárního okruhu. Vzhledem k tomu, že až na ^{129}I mají všechny poměrně krátký poločas rozpadu je jejich aktivita na výpustech závislá právě na množství netěsností v pokrytí paliva a na rychlosti odpouštění chladiva z primárního okruhu. ^{129}I je vypouštěn pouze ve velmi malých koncentracích a započítává se do tzv. globální kolektivní dávky. Tabulka č.5 a graf č.6 ukazují hodnoty výpustí jódu a je z nich patrné, že všechny porovnávané elektrárny jsou v podstatě na stejné úrovni. Výjimku tvoří pouze oba reaktory elektrárny Philippsburg, obzvláště druhý blok. Možným vysvětlením je buď enormně vysoká účinnost zachytných filtrů a kvalitní pokrytí paliva, nebo nízká citlivost monitorovacího zařízení. V Německu totiž platí rozhodnutí státního dozoru, že hodnoty aktivit radionuklidů pod tzv. minimální detekovatelnou aktivitou (MDA) se do bilancí nezapočítávají.

Do skupiny aerosolů patří aktivované korozní produkty, které se tvoří v chladivu primárního okruhu. ^{14}C (přispívá do globální kolektivní dávky) a tritium tvoří samostatnou skupinu radionuklidů. Aktivované korozní produkty do značné míry závisí na materiálech použitých ke konstrukci aktivní zóny a primárního okruhu, respektive obsahu nečistot v přidávaných chemikáliích. ^{14}C vzniká aktivací ^{17}O , ^{14}N a nebo ternárním štěpením. Některé radionuklidy jsou vyloženě specifické, jako např. ^{35}S u reaktorů, které jako moderátoru využívají grafit. Graf č.7 a tabulka č.6 znázorňují celkové roční hodnoty aerosolů a všechny porovnávané elektrárny jsou v podstatě srovnatelné. O něco lepších výsledků dosahuje opět druhý blok elektrárny Philippsburg. V grafu č.7 ovšem nejsou zahrnuty hodnoty pro ^{14}C , tritium a ^{35}S . Ty nám znázorňuje tabulka č.7 a grafy č.8 – 10. Jak je vidět z grafu č.8 tak výpusti ^{14}C jsou u všech elektráren na poměrně stejné úrovni. Otázkou ovšem je, jaké jsou skutečné hodnoty u elektráren ve Francii, protože tyto elektrárny stanovují aktivity ^{14}C pouze ze vzorků odebraných z životního prostředí. Vyšší hodnoty jsou tedy pouze u elektráren Hartlepool a Wylfa. Mohlo by to být zapříčiněno méně kvalitními filtry, přes které je hnán vzduch obsahující aerosoly. Podobně je tomu u tritia, které nám znázorňuje graf

č.9. Plynem chlazené reaktory mají opětovně poměrně vysoké hodnoty aktivity tritia na výpustech. Největší podíl na vzniku tritia má ternární štěpení. K tomu ovšem dochází v palivu, takže takto zvýšené hodnoty u plynem chlazených reaktorů by se daly vysvětlit spíše přítomností lithia, které se jako nečistota nachází v grafitu. Na grafu č.10 jsou znázorněny hodnoty pro ^{35}S a to pouze u GCR a AGR. Tento radionuklid se u reaktorů typu WWER, PWR a BWR nevyskytuje a je specifický pro reaktory, které jsou moderovány grafitem.

V tabulce č.8 a grafech č.11 až č.15 jsou uvedeny vybrané aktivované korozní produkty ^{58}Co , ^{60}Co , ^{51}Cr , ^{54}Mn a ^{137}Cs – jako štěpný produkt, které vytváří aerosoly. Vznikají v důsledku reakce neutronů s jádry prvků, které se vyskytují v konstrukčních materiálech. Příměs ^{58}Ni vede ke vzniku ^{58}Co , ^{59}Co vede ke vzniku ^{60}Co , ^{50}Cr vede ke vzniku ^{51}Cr a z ^{54}Fe vzniká ^{54}Mn . Z hlediska těchto radionuklidů jsou porovnávány elektrárny celkem shodné, pouze u elektráren Dungeness a Wylfa jsou vyšší hodnoty ^{60}Co , které jsou pravděpodobně zapříčiněny nižší kvalitou filtračních systémů a nebo vyšším obsahem ^{59}Co v konstrukčních ocelích.

Ve výpustech do vodotečí je naprosto dominujícím radionuklidem tritium, které vzniká aktivací v primárním okruhu a ternárním štěpením v palivu. Největším problémem je to, že v podstatě nejde vyseparovat, a proto je téměř všechno vzniklé tritium vypouštěno do hydrosféry. Přehled bilančních aktivit tritia je v tabulce č.9 a znázorněn je na grafu č.16. Z toho je patrné, že nejlepších hodnot dosahují reaktory BWR (Olkiluoto a Philippsburg 1). V těchto reaktorech vzniká tritium převážně reakcí $^2\text{H} (n,\gamma) ^3\text{H}$. Účinný průřez této reakce je ovšem velmi malý. Ve starších typech BWR byla tedy dominantní produkce tritia přes bor, který byl součástí kontrolních tyčí. Z toho důvodu se tedy přestal bor v těchto tyčích používat a přešlo se na tyče vyrobené z oxidu gadolinia, které tritium neprodukuje. V reaktorech typu WWER a PWR je hlavním producentem tritia bor obsažený v kyselině borité, která se využívá ke kontrole reaktivity reaktoru. Z toho důvodu jsou hodnoty tritia u těchto reaktorů o něco vyšší. Nejhůře vyšly z porovnání jaderné elektrárny s reaktorem typu AGR (Hartlepool a Dungeness). V těchto reaktorech je dominantní produkce tritia z lithia, které se nachází v grafitu jako jeho nečistota. Zajímavé ovšem je, že JE Wylfa, která jako moderátoru

rovněž využívá grafitu a lze u ní tedy předpokládat obdobné hodnoty, dosahuje na výpustech hodnot srovnatelných s ostatními elektrárnami. Je tedy možné, že využívá k moderování méně znečištěný grafit, nebo nejsou používány srovnatelné metody stanovení.

V tabulce č.10 a následně grafu č.17 jsou uvedeny bilanční hodnoty aktivity pro ^{110m}Ag . Jde o aktivační produkt a z uvedených hodnot je vidět, že zvýšených aktivit oproti ostatním elektrárnám dosahují francouzské elektrárny Blayais a St. Lauren. Také finská Loviisa má přibližně stejné hodnoty. Pravděpodobně je to důsledek použití stříbra k některým konstrukčním účelům (součást pájek).

Radioizotopy kobaltu jsou aktivované korozní produkty. Jejich hodnoty jsou v tabulce č.11 a v grafu č.18. Z porovnávaných elektráren nejlépe vycházejí elektrárna Temelín a elektrárna Dukovany. Lze předpokládat, že je to způsobeno vysokou kvalitou použitých ocelí s nízkým obsahem ^{59}Co a ^{58}Ni . Na druhé straně jsou na tom nejhůře plynem chlazené reaktory, které mají oproti ostatním poměrně vysoké hodnoty ^{60}Co .

Podobně jako u kobaltu jsou na tom České jaderné elektrárny i s ^{51}Cr . Tabulka č.12 a graf č.19 nám ukazují výsledné hodnoty. Elektrárna Philippsburg sice neuvádí žádnou hodnotu, ale je možné že se dostala pod hodnotu minimální detekovatelné aktivity (MDA). Je totiž zvláštní, že na výpustech do ovzduší se hodnoty pro chrom objevují a do vodotečí ne. V ČR pokud je naměřena hodnota nižší než MDA započítává se polovina MDA.

Radioizotopy cesia ^{134}Cs a ^{137}Cs jsou štěpnými produkty a jejich hodnoty uvedené v tabulce č.13 a grafu č.20 jsou u porovnávaných elektráren poměrně vyrovnané. Výjimku tvoří elektrárna Wylfa, která má oproti ostatním poměrně vysoké hodnoty výpustí. Tato elektrárna představuje typ starší plynem chlazené jaderné elektrárny.

^{131}I jód je opět štěpným produktem. Hodnoty uvedené v tabulce č.14 a grafu č.21 nejlépe vyznívají pro JE Dukovany a Olkiluoto. Zbývající elektrárny jsou srovnatelné. Opět zde vyvstává otázka jak je to s hodnotami u elektrárny Philippsburg.

U manganu, který je aktivačním korozním produktem, jsou hodnoty uvedené v tabulce č.15 a grafu č.22 v podstatě u všech porovnávaných elektráren podobné, o něco vyšší aktivitu má opět elektrárna Wylfa.

Posledními hodnocenými radionuklidy jsou ^{124}Sb a ^{35}S (specifická pro plynem chlazené reaktory). Antimon má v tabulce č.16 a grafu č.23 u porovnávaných elektráren podobné hodnoty, nejlépe z hodnocených elektráren dopadla JE Dukovany následovaná elektrárnou Olkiluoto. U plynem chlazených reaktorů jsou hodnoty aktivity výpustí pro síru velmi podobné.

Pokud jde o otázku, který z typů jaderných reaktorů (PWR, BWR, GCR, AGR atd.) je z hlediska množství a složení výpustí radiologicky nejméně závažný, nenalezl jsem na ni uspokojivou odpověď. Důvodem je nedostatek mnou získaných informací o radionuklidech produkovaných jednotlivými typy reaktorů. Porovnávané jaderné elektrárny neposkytují dostatečný důkaz o tom, který typ reaktoru je radiologicky nejméně závažný. Hodnocené elektrárny jsou v podstatě na srovnatelné úrovni, snad jenom plynem chlazené reaktory se jeví, díky svému stáří, jako méně vhodné.

6 Závěr

Diplomová práce, v které jsem se zabýval problematikou plyných a kapalných výpustí z jaderných elektráren mi pomohla k lepšímu pochopení této problematiky a získání spousty neocenitelných informací.

Po zpracování všech materiálů, které jsem na základě rešerše získal, a jejich následné interpretaci jsem dospěl k závěru, že jaderné elektrárny provozované v České republice jsou z hlediska aktivit plyných a kapalných výpustí zcela srovnatelné s jadernými elektrárnami provozovanými v jiných státech. Tímto se potvrdila první hypotéza. Pokud jde o druhou hypotézu, tedy jestli má stáří elektrárny a úroveň její technologie vliv na hodnoty výpustí, nenalezl jsem v této oblasti jednoznačné důkazy, přesto se na základě následující úvahy domnívám že ano. Nelze totiž srovnávat výrobní ani monitorovací technologie z konce 60.let se sofistikovanými moderními systémy, kterými jsou vybaveny novější elektrárny, například i JE Temelín. Řešením by samozřejmě bylo renovovat monitorovací systémy, vybavit zastaralé elektrárny novými technologiemi na odstraňování radionuklidů z plyných a kapalných výpustí, ale do hry zde vstupují nemalé finanční částky. Dalším, a ne zrovna malým problémem, je legislativa v oblasti uvolňování radionuklidů do životního prostředí. Ta není v jednotlivých státech jednotná a v rámci Evropské unie existuje pouze doporučení Rady, které není pro jednotlivé členské země nijak závazné. Záleží pouze na dozorných orgánech té které země, jakým způsobem se k této problematice postaví.

Jestliže má práce napomůže případným čtenářům v získání nových informací o této problematice a budou se pak v ní lépe orientovat budu jedině potěšen a má práce tak získá nový rozměr.

7 Seznam použité literatury

Monografie

- (1). HANZALÍK, E. HANSFELD, A. *Tritium v odpadech jaderného palivového cyklu a možnosti jeho odstraňování*. 1.vyd. Praha: VÚT, Práce a studie sešit, 1983. 159 s.
- (2). KLENER, V. ED. KOL. *Principy a praxe radiační ochrany*. 1.vyd. Praha: Azim CZ pro Statní úřad pro radiační bezpečnost, 2000. 619 s. ISBN 80-238-3703-6.
- (3). KLIK, F. DALIBA, J. *Jaderná energetika*. Dotisk 1.vyd. Praha: Vydavatelství ČVUT, 1998. 189 s. ISBN 80-01-01280-8.
- (4). RAČEK, J. *Jaderné elektrárny*. 1.vyd. Brno: VUT v Brně, Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií, 2002. 175s. ISBN 80-214-2158-4.

Legislativa

- (5). ROZHODNUTÍ RŽP v Českých Budějovicích č.j. 18378/20/2005.
- (6). ROZHODNUTÍ SÚJB č.j. 8096/2005.
- (7). ROZHODNUTÍ SÚJB č.j. 16741/2005.
- (8). ROZHODNUTÍ SÚJB č.j. 16920/2002.
- (9). VYHLÁŠKA č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně.
- (10). ZÁKON č. 18/1997 Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření.

www. zdroje

- (11). EUROPEAN COMMISSION. Oficiální stránky Evropské komise, sekce energetika, 143: Radioactive effluents from nuclear power stations and nuclear fuel reprocessing sites in the European union, 1999 – 2003. [online], [cit. 2007 – 4 – 30]. Dostupné z: http://ec.europa.eu/energy/nuclear/radioprotection/publication_en.htm
- (12). INTERNATIONAL NUCLEAR SAFETY CENTER. Oficiální stránky, Maps of nuclear power reactors: World map. [online], [cit. 2007 – 4 – 15]. Dostupné z: http://www.insc.anl.gov/pwrmaps/map/world_map.php
- (13). SÚJB. Dokumenty a publikace, výroční zprávy, Výroční zpráva SÚJB 2005. [online], [cit. 2007 – 4 – 28]. Dostupné z: http://www.sujb.cz/?c_id=215.

Nepublikované zdroje

(14). VÝSLEDKY MONITOROVÁNÍ VÝPUSTÍ A RADIAČNÍ SITUACE V OKOLÍ
JADERNÉ ELEKTRÁRNY TEMELÍN ZA ROK 2006. Interní dokument ČEZ a.s., č.j.:
ETE/V5020200/5/2006.

8 Klíčová slova

aerosol

jaderná elektrárna

kapalné výpusti

limity

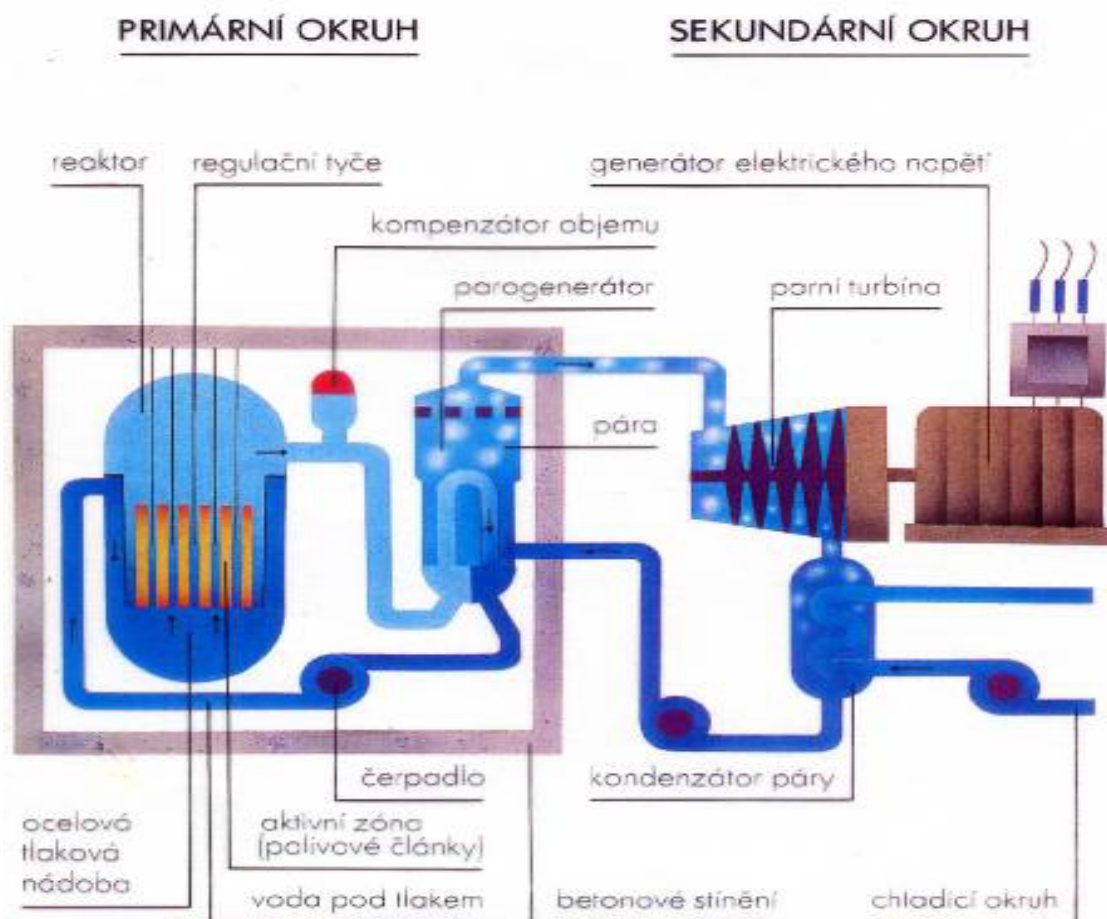
radiojód

radionuklid

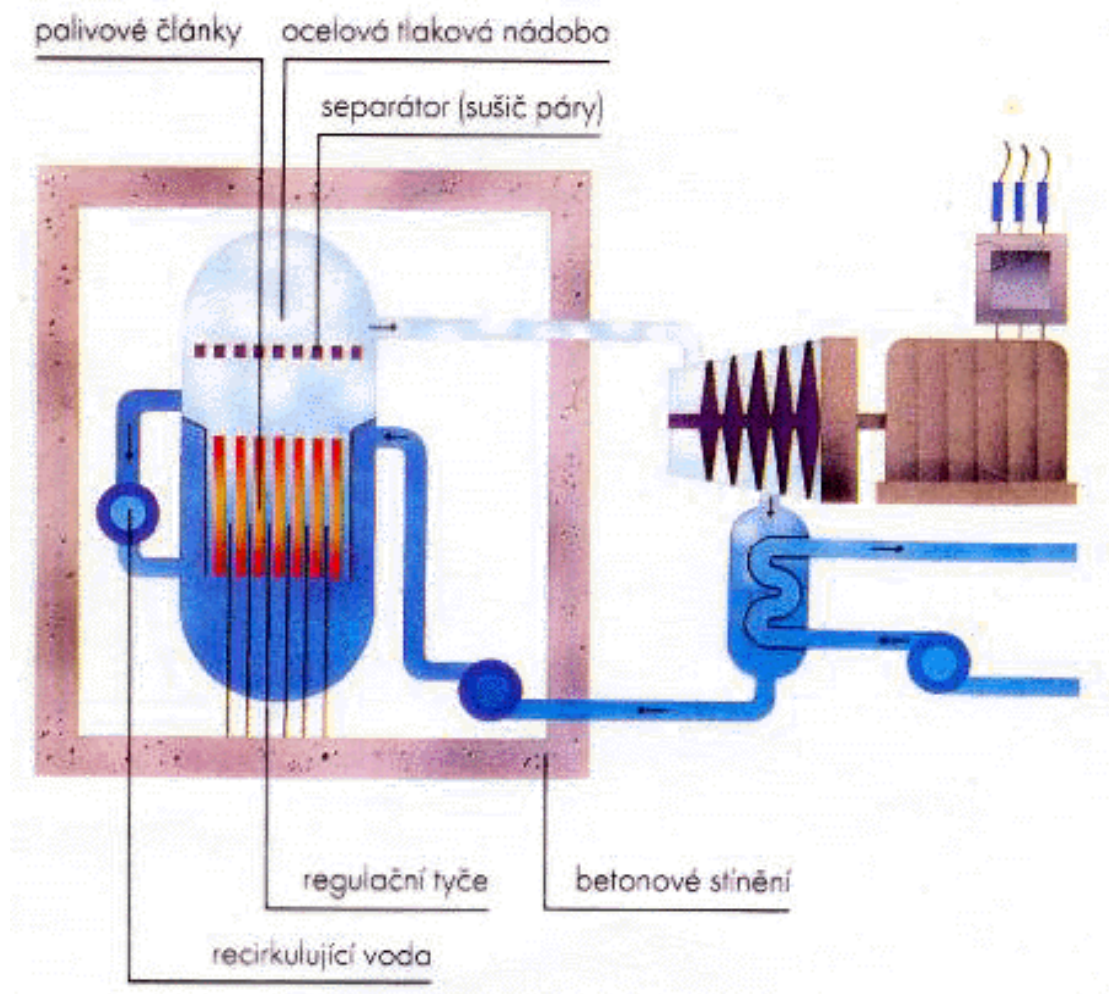
tlakovodní reaktor

tritium

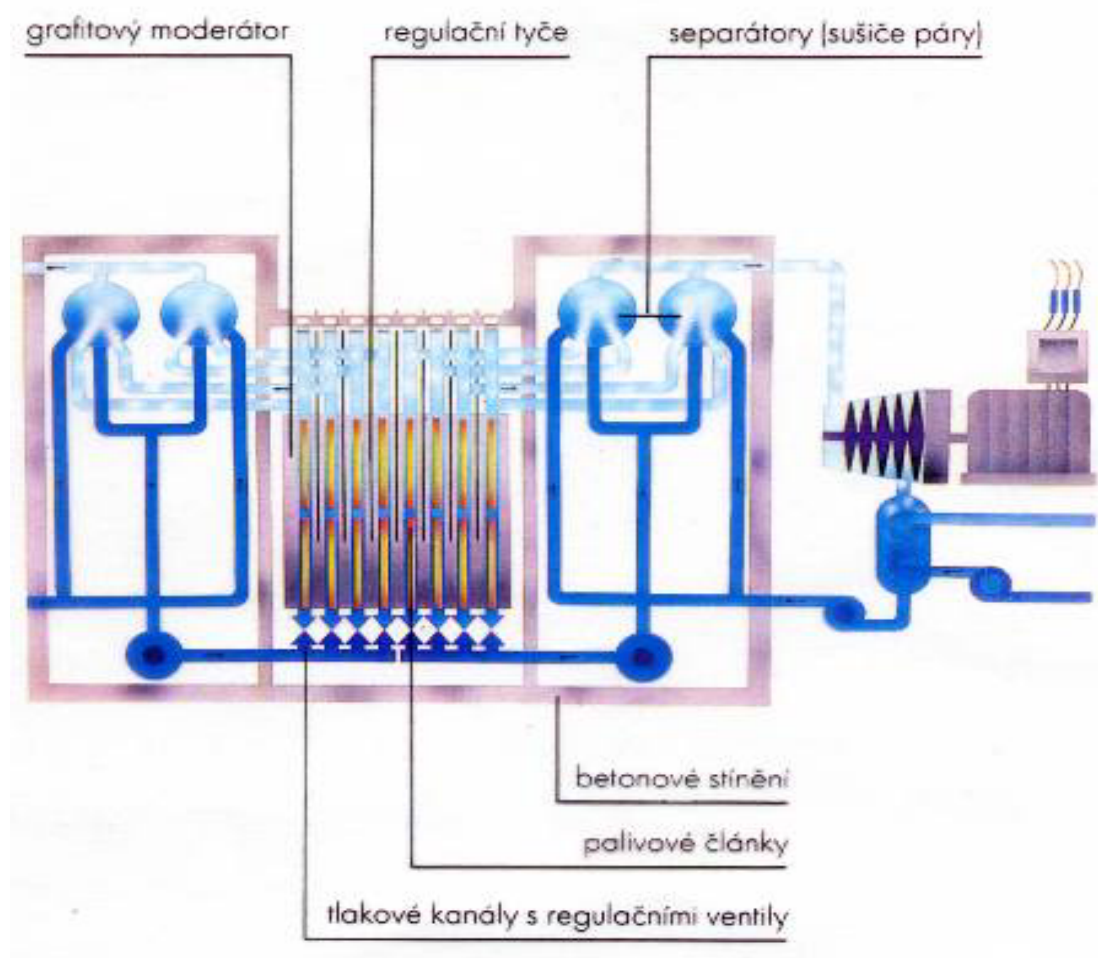
9 Příloha



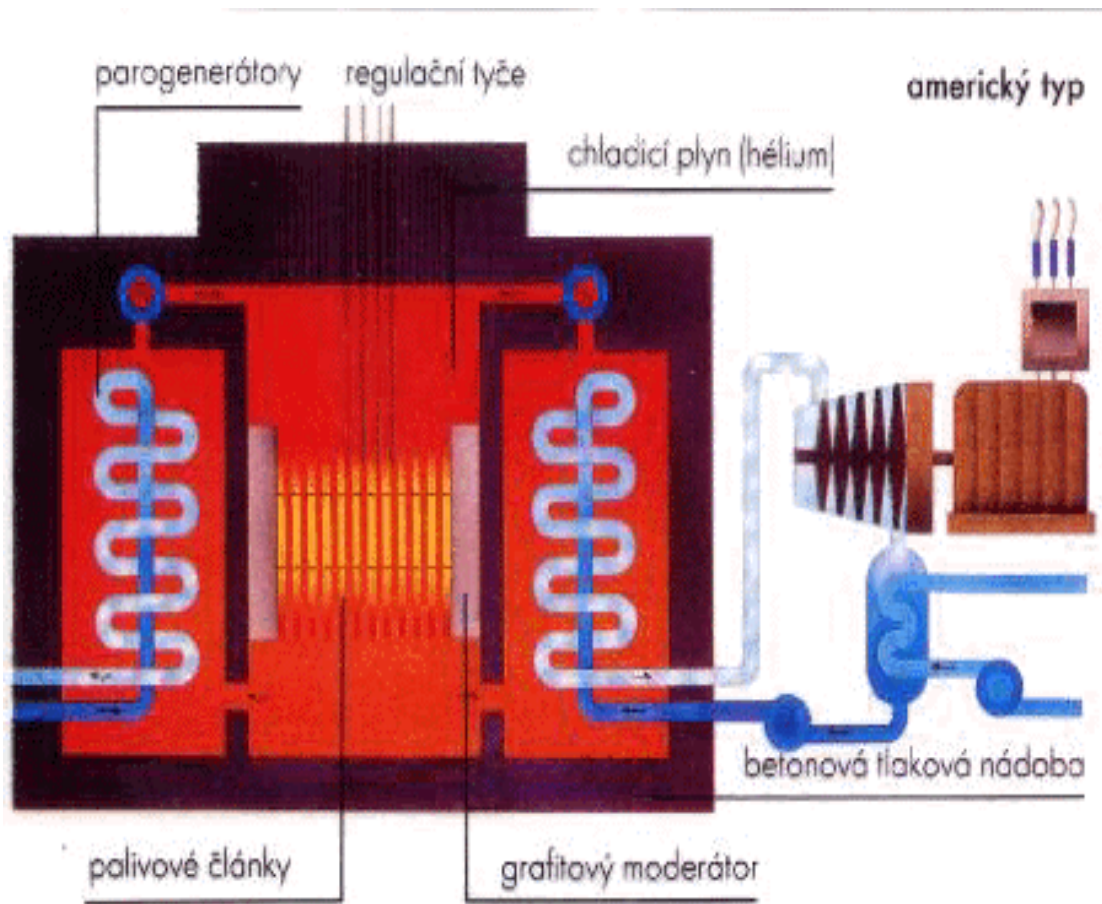
Obrázek č.1: Schéma reaktoru PWR / WWER.



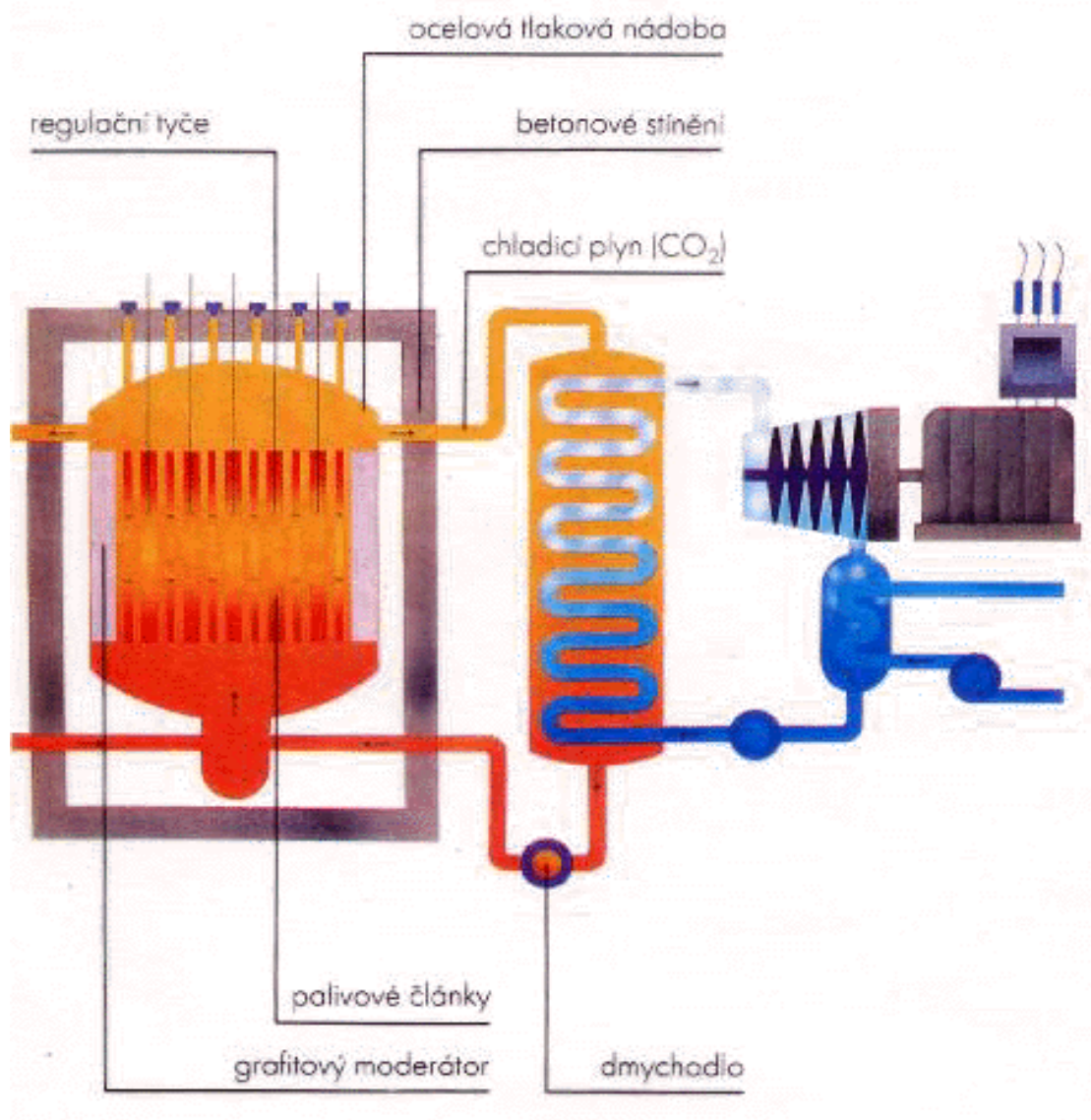
Obrázek č.2: Schéma reaktoru BWR.



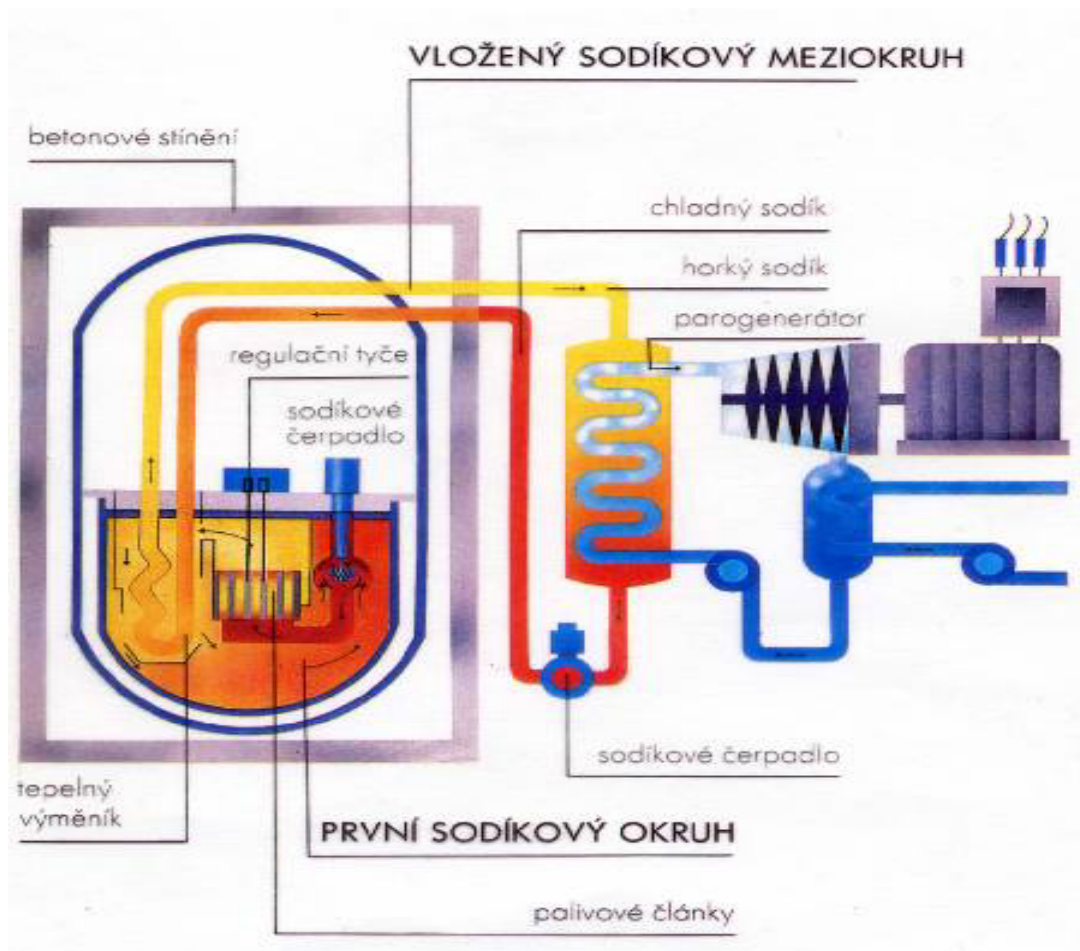
Obrázek č.3: Schéma reaktoru RBMK.



Obrázek č.4: Schéma reaktoru HTGR.



Obrázek č.5: Schéma reaktoru AGR.



Obrázek č.6: Schéma reaktoru FBR.