

JIHOČESKÁ UNIVERZITA V ČESKÝCH BUDĚJOVICÍCH
ZDRAVOTNĚ SOCIÁLNÍ FAKULTA

Katedra radiobiologie a toxikologie



Rozbor radionuklidického složení výpustí ETE

Diplomová práce

Autor práce: **Bc. Karel Buzek**

Vedoucí práce: **Ing. Petr Koláček, Ph.D.**

V Českých Budějovicích 21. září 2007

Prohlašuji, že jsem diplomovou práci vypracoval samostatně a použil jen pramenů a literatury, které cituji a uvádím v přiložené bibliografii.

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 provozovanou Jihočeskou univerzitou v Českých Budějovicích na jejích internetových stránkách.

V Českých Budějovicích, 21.září

.....

Poděkování:

Děkuji vedoucímu diplomové práce Ing. Petru Kolářkovi, PhD. za cenné rady, připomínky a metodické vedení práce.

Abstrakt

Analysis of Radioactive Discharges Composition at Temelín NPP

Like „discharge“ are denominated liquid or a gaseous substance that is discharged into the environment and which contains radionuclides in the amount not exceeding clearance levels or which is discharged into the environment under the terms that are laid down in the licence for radionuclide discharge into the environment.

The monitoring of discharges shall be realised by monitoring, measurement, evaluation and recording of the quantities and parameters which characterise radionuclide discharges to the vicinity of a facility, namely gross activities and volume activities of the discharges. The monitoring shall be introduced at all workplaces where a disposal of radionuclide-contaminated substances is carried out by a controlled discharge or where a release of significant radionuclide amount into the environment is possible. The monitoring of discharges shall serve to check if admissible discharge limits are met as well as to provide early detection and evaluation of possible releases and their consequences to the public in the vicinity of the facility and to the environment.

Goal of this dissertation is to evaluate potential discharges increasing and discharge composition due to start up of next 2 units in Temelín NPP and to evaluate estimated impacts to the public and environment.

In hypotheses were discussed, that potential discharges increasing will not require to change authorized limits and that the impacts to the public and environment will be minimal.

Next will be presented summary of discharges during past years of Temelín NPP operation and briefly described the method of determination of individual from critical group of the public. Evaluation of critical group of the public irradiation was performed on the basis of calculations carried out with computer program RDETE

(product of VÚJE Trnava, Inc.). Like basic hypothesis will be used relations (1.1) and (1.2) for calculation of committed effective dose from volume of radionuclides intake, according to [2], with so called conversion factors of intake: there are coefficients that gives the effective dose [Sv] per a unit intake [Bq]; h_{ing} , for ingestion and h_{inh} for inhalation.

For case of gaseous radionuclides occurrence will be calculated effective dose rate $\dot{E}$, according to relation (1.3), where ζ_i is conversion factor for relevant radionuclide of noble gas and Av_i is volume activity of relevant radionuclide of noble gas.

Next sequence will be proceeded:

- 1) calculation of average annual activity of most considerable radionuclides
- 2) determination of environment influence to radionuclides distribution
- 3) calculation of supposed committed effective dose
- 4) calculated supposed committed effective dose comparison with actual authorized limit, with double authorized limit and with dose constraint for effective dose for individual from critical group of the public, caused by discharges of radioactive substances

OBSAH

1.	ÚVOD	8
2.	SOUČASNÝ STAV DANÉ PROBLEMATIKY	21
2.1	Legislativní rámec využívání jaderné energie	21
2.2	Kultura bezpečnosti	21
2.3	Politika bezpečnosti a ochrany životního prostředí ČEZ, a.s.....	22
2.4	Legislativní podmínky uvádění radionuklidů do životního prostředí	23
2.5	Souhrn základních technologických dat	24
2.6	Uvádění do provozu	24
2.7	Způsob uvádění radionuklidů do životního prostředí	25
2.8	Historický popis výpustí ETE	30
3.	CÍL PRÁCE A PŘEDPOKLÁDANÉ HYPOTÉZY	47
4.	POPIS METODIKY- ANALÝZA DOPADU UVOLŇOVANÝCH VÝPUSTÍ NA JEDINCE Z OBYVATELSTVA	50
4.1	Analýza plyných a kapalných výpustí.....	51
4.2	Výpočet možných navýšení úvazků efektivní dávky	60
4.3	Optimalizace předpokládaných výpustí.....	68
5.	DISKUSE	72
6.	ZÁVĚR	75
7.	SEZNAM POUŽITÉ LITERATURY	77

8.	SEZNAM POUŽITÝCH ZKRATEK A POJMŮ	79
9.	PŘÍLOHY	80

1. ÚVOD

Lidská populace byla vždy vystavena působení ionizujícího záření z přírodních zdrojů v životním prostředí a v lidském organismu. V současné době jsou však přírodní zdroje záření pouze jedním, i když stále významným ze zdrojů záření, které se v životním prostředí vyskytují. Rozsáhlé využívání radioaktivních látek a dalších zdrojů záření civilizačního původu ve vědě, technice, lékařství i v průmyslu, vojenské zneužití (mimořádně hlavní hnací silou v počátku rozvoje výzkumu v problematice jaderné energie a později k výstavbě a následné výrobě jaderné energetických zařízení k zajištění dostatečného množství jaderného potenciálu pro vojenské účely) jaderné energie a zejména stále rostoucí výstavba a provoz jaderné energetických zařízení jsou spojeny, jako každá lidská činnost se znečištěním životního prostředí.

Novým a důležitým rysem této situace však je, že vzhledem ke stupni vědeckého a technického pokroku ve vyspělých průmyslových státech přestává mít znečištění životního prostředí civilizačními nebo-li umělými zdroji záření lokální charakter a začíná nabývat v mnoha směrech globálních rozměrů. Ve světle této skutečnosti, která ve svých důsledcích představuje potenciální ohrožení zdravého vývoje člověka i celé lidské společnosti, je nezbytné hledat optimální vztah mezi společenským přínosem spojeným s využíváním jaderné energie zejména, jako energetického zdroje a samozřejmě s riziky, které kontaminace životního prostředí radioaktivními látkami přináší.

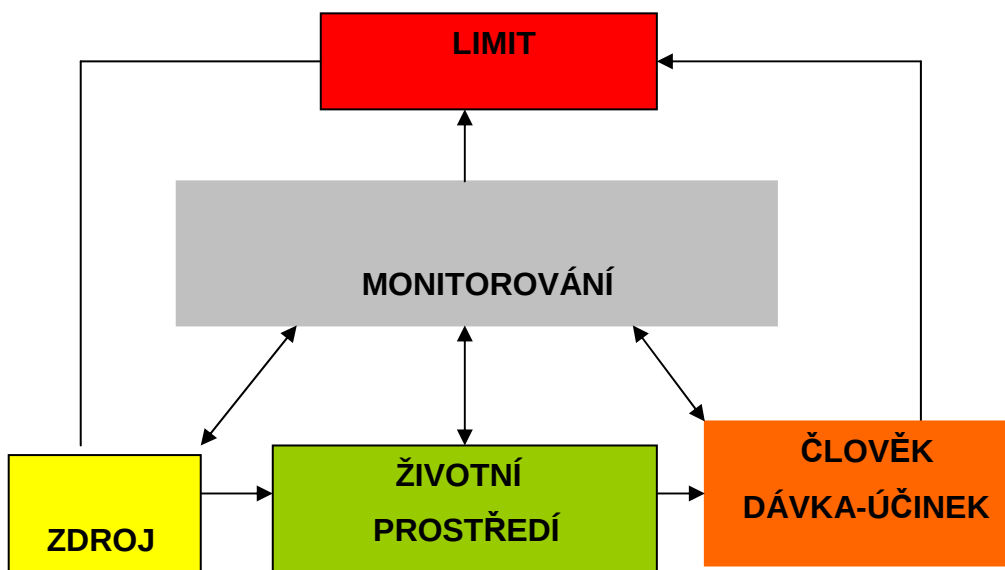
Hodnocení rizika, které pro člověka představuje přítomnost umělých zdrojů záření v životním prostředí, spočívá v kvalitativní a kvantitativní analýze vztahu mezi zdrojem a dávkovou zátěží lidského organismu, se zřetelem na fyzikální, chemické a biologické mechanismy přenosu energie záření mezi uvedenými subjekty.

Studiem jednotlivých fází tohoto vztahu se zabývá v současné době řada vědních disciplín fyzikálního, chemického, biologického i technického zaměření. Nyní přecházíme k nezastupitelné části těchto disciplín a to, dozimetrii ionizujícího záření v životním prostředí, která se jako jediná vědní oblast věnuje vybraným otázkám

existence zdrojů záření v životním prostředí z hlediska dávkové interpretace mechanismů přenosů energie záření.

Základní vzájemné vztahy mezi zdrojem záření, životním prostředím a lidským organismem, z nichž dozimetrie záření v životním prostředí vychází, jsou schématicky znázorněny na obr. 1.

Kvantitativní vyjádření vztahu zdroj-člověk ve formě fyzikálně interpretované dávkové zátěže organismu a potenciálního biologického účinku zpětně působí na zdroj záření formou limitů „kontaminace“ životního prostředí ionizujícím zářením. Dále nedílnou součástí uvedeného vzájemného vztahu je monitorování, které poskytuje přímou informaci, jak pro ocenění dávkové zátěže člověka, tak pro korekci limitů v případě nevyváženého vztahu mezi zdrojem záření a člověkem, ***se zřetelem na jeho ochranu před ionizujícím zářením.***



Obr.1: Vzájemné vazby ve vztahu zdroj záření – životní prostředí – člověk

Nyní se dostávám k tomu, jaký důvod mne vedl si vybrat toto téma diplomové práce. Hlavní důvod byl, že jako zaměstnanec JE ETE bych chtěl přispět, aby populace ČR nahlížela na problematiku jaderné energetiky objektivně, hlavně bez subjektivních pocitů a emocí. Nenechala se ovlivňovat nesmysly a jistou předpojatostí, která se

objevuje v tisku, zejména u našich zahraničních sousedů. Přínos jaderné energetiky pro naši společnost je významný a z daných výpustí pramenící „zátěž“ pro kritického jedince z obyvatelstva je minimální. Tato „zátěž“ z běžného provozu JE je hluboko pod stanovenými autorizovanými limity, které jsou stanoveny v příslušné legislativě ČR.

Na druhé straně je nutné připomenout, že jsou v současnosti zdroje ionizujícího záření běžnou součástí řady průmyslových a medicínských odvětví. Kromě svého pozitivního významu však tyto zdroje představují pro personál i okolní obyvatelstvo možné nebezpečí. Zahrnuje skutečnost, že existuje riziko negativních zdravotních následků ozáření. Oblast, která se zabývá kontrolou ozáření, snížením či zamezením následků ozáření pro zaměstnance, držitele povolení, obyvatelstvo a životní prostředí, je všeobecně nazývána **radiační ochrana**, což je systém technických a organizačních opatření k omezení ozáření osob a životního prostředí. Zahrnuje veškerá opatření organizačního, technického a edukativního charakteru, která omezují rizika vyplývající z expozic. V praxi řady zemí (např. Česká republika, Slovenská republika, Francie, Velká Británie) jsou do této definice často zahrnuty i organizační jednotky, které jednotlivé položky naplňují či jejich plnění kontrolují. Způsob provedení radiační ochrany je určován základními principy, což jsou obecně závazná rozhodnutí, jejichž naplněním je podmíněn provoz daného zdroje ionizujícího záření.

Vliv ionizujícího záření je jednak deterministický a jednak stochastický. Deterministické účinky jsou přímo pozorovatelné, ale v praxi k nim dochází zcela výjimečně (havárie JE Černobyl) a v provozu jaderných elektráren na území bývalé Československé federace doposud nebyly zaznamenány. Všechny systémy radiační bezpečnosti jsou zaměřeny na jejich vyloučení. Výskyt stochastických účinků je při nízkých osobních dávkách prakticky nevysledovatelný. Proto se míra rizika vyjadřuje velikostí veličin osobních dávek, především kolektivní efektivní dávkou.

Toto riziko musí být opodstatněné, menší než stanovená hodnota a minimální (resp. optimální). Otázkou však je stanovení optimální hodnoty. Přesně řečeno, jak limitovat ozáření pracovníků, jaké se mají vynakládat náklady na ochranné pomůcky, jak má být provedeno stínění, jakou volit třídu spolehlivosti komponentů zařízení, kolik

se má činnosti zúčastnit pracovníků, do jaké míry se má provádět dekontaminace, jaká má být prováděna diagnostika atd.

Požadavek optimalizace radiační ochrany byl stanoven v doporučení Mezinárodní komise pro radiační ochranu ICRP č.26 . Toto doporučení postupně přešlo do národních legislativ řady států včetně České republiky. Optimalizací radiační ochrany je myšlen systém, který stanovuje takové podmínky práce v prostředí se zdroji ionizujícího záření, že jsou splněny následující podmínky

- i. veškerá rizika ozáření osob v souvislosti s činnostmi prováděnými se zdroji ionizujícího záření musí být opodstatněná přínosem pro společnost,
- ii. ozáření všech osob musí být tak nízké, jak je rozumně možné při uvážení hospodářských a společenských hledisek,
- iii. osobní dávky (individuální i kolektivní) musí být nižší, než jsou stanovené limity

Takto formulovaný přístup je označován jako princip ALARA (z angličtiny: As Low As Reasonably Achievable) , což je jinými slovy optimalizace radiační ochrany. Historický vývoj formulace principu ALARA.

Otázka zní, jakým způsobem určit, kterak dosáhnout požadovaného stavu a jak prokázat, zda tohoto stavu je či není dosaženo. Tedy jaká opatření jsou optimální a jaká efektivní dávka je optimální. Je nutno zdůraznit, že názory se v praxi různí. Proto je nezbytné věnovat se vyjasnění problematiky a předložit řešení, odpovědět na otázku.

Problém nastává už při vyjasnění rozsahu principu optimalizace. Podle legislativy České republiky je principem optimalizace myšlena pouze formulace: „Ozáření všech osob musí být tak nízké, jak je rozumně možné při uvážení hospodářských a společenských hledisek“. Ostatní požadavky doporučení ICRP č.26 (tedy i. a iii. – viz výše) jsou považovány za samostatné principy.

Princip ALARA udává, že všechny expozice by měly být udržovány tak nízké, jak je rozumně dosažitelné, přičemž je nutné vzít v úvahu významná ekonomická a společenská hlediska [1, 3] a je vlastně jednoduchou koncepcí, jejíž obecnou myšlenku

lze použít ve všech sférách lidské činnosti a v různých životních situacích. Princip ALARA lze obecně vyjádřit takto: "Za daných podmínek udělejte to, co je pro vás nejlepší".

Princip optimalizace radiační ochrany (ALARA) nahradil předchozí princip minimalizace. Ten požadoval, aby osobní dávky byly co nejmenší. Ukázalo se však, že takovýto princip vede k chaotickému řešení radiační ochrany a není schopen prokázat efektivní využití nákladů. Je nutné si uvědomit, že důležitý rozdíl mezi minimalizací a optimalizací spočívá ve změně sledované veličiny. Zatímco při minimalizaci byl kladen důraz na osobní dávky jednotlivce, je v případě optimalizace přesunuta pozornost na kolektivní veličinu, kterou je většinou kolektivní efektivní dávka.

Pro zlepšení úrovně bezpečnosti při každé činnosti je primárním cílem, aby se každý jedinec zajímal o svoji vlastní bezpečnost. Podobně je tomu i v případě principu ALARA, kdy je nezbytné, aby pracovníci s ionizujícím zářením znali princip samotný a jeho požadavky na radiační bezpečnost. Protože se jedná v případě principu ALARA spíše o jistou kvalitu nežli kvantitu, bývají diskutovány různé interpretace tohoto principu, které tvoří různí lidé. Tento fakt ostře kontrastuje s kvantitativní povahou limitů efektivní dávky, kde je vyžadováno, aby celkové osobní dávky za určité období byly nižší, než je povolený limit, a to vždy. V případě principu ALARA si však podobnou podmínku nelze určit. Rozhodnutí závisí zcela na interpretaci pojmů "rozumně dosažitelné" a "ekonomické a společenské faktory".

Je nutné brát ohled, a to se jeví jako klíčové, na to, jak velké úsilí by se mělo investovat do snižování expozic ionizujícím zářením, protože neexistuje *a priori* norma pro stanovení hodnoty spojené se zdravotní újmou, která vyplývá z expozice ionizujícím zářením.

Dosud se plně spoléhá na dozimetristy a techniky, kteří zajišťují činnosti, že jsou srozumění s principem ALARA a používají důkladných technických posudků a zpětnou vazbu. Mohou tak činit správná rozhodnutí (tj. optimální nebo téměř optimální), nicméně ta jsou většinou instinktivní. Přestože lze mnoho rozhodnutí provést výše uvedeným způsobem, jsou situace, kdy je lepší přistupovat k problému systematicky. Tím se lze vyvarovat "kostrbatých" rozhodnutí, která jsou činěna osobami nedostatečně

zkušenými nebo se může stát, že člověk, který rozhodl, bude muset vysvětlit jiným lidem, jaká úvaha stála za jeho rozhodnutím. V těchto případech je systematický přístup namístě. Tento systematický přístup nazýváme **Systém ALARA**. Jednou z hlavních funkcí Systému ALARA je zajištění strukturovaného a standardizovaného rozhodnutí, která budou provádět různí lidé nebo stejní lidé v různých situacích. Procedura by tedy měla pomoci v dosažení zásadových a plynulých rozhodnutí.

V rámci principu ALARA existuje velké množství kvantitativních, respektive semi-kvantitativních mechanismů (technik, nástrojů), které mohou pomoci při vytváření takových rozhodnutí a které mohou být aplikovány v rámci principu ALARA.

VÝKLAD POJMŮ

Výpustí rozumíme kapalnou nebo plynnou látku vypouštěnou do životního prostředí, které obsahují radionuklidy v množství nepřevyšujícím uvolňovací úroveň nebo vypouštěné do životního prostředí za podmínek uvedených v povolení k uvádění radionuklidů do životního prostředí.

Monitorování výpustí (§ 78, vyhlášky o Radiační ochraně)

(1) Monitorování výpustí se uskutečňuje sledováním, měřením, hodnocením a zaznamenáváním veličin a parametrů charakterizujících výpustí radionuklidů do okolí pracoviště, zejména celkových aktivit a objemových aktivit výpustí. Zavádí se na všech pracovištích, kde dochází ke zneškodňování látek znečištěných radionuklidy jejich řízeným vypouštěním nebo kde existuje možnost úniku závažného množství radionuklidů do okolí. Slouží ke kontrole dodržování povolených výpustí a k včasnému zjištění a zhodnocení případných úniků a jejich důsledků na obyvatelstvo v okolí pracoviště a na životní prostředí.

(2) Monitorování výpustí do ovzduší a vodotečí z pracovišť IV. kategorie a z těch pracovišť III. kategorie, u nichž je to vyžadováno Úřadem v podmínkách povolení, zahrnuje jak soustavné bilanční měření všech radionuklidů, které se nezanedbatelně

podílejí na ozáření obyvatelstva, tak i nepřetržité měření reprezentativních radionuklidů, které je schopné rychle signalizovat odchylky od běžného provozu. Existuje-li možnost nepřípustných úniků radionuklidů do ovzduší, zajišťuje se také soustavné monitorování všech potenciálních cest těchto úniků

Monitorování okolí pracoviště (§ 78, vyhlášky o Radiační ochraně)

se uskutečňuje sledováním, měřením, hodnocením a zaznamenáváním veličin a parametrů charakterizujících pole ionizujícího záření a výskyt radionuklidů v okolí pracoviště, zejména dávkových příkonů, aktivit, objemových aktivit a hmotnostních aktivit. Zavádí se na všech pracovištích, kde existuje možnost úniku závažného množství radionuklidů do okolí. Slouží ke kontrole dodržování povolených výpustí a k včasnému zjištění a zhodnocení případných úniků a jejich důsledků na obyvatelstvo v okolí pracoviště a na životní prostředí a za běžného provozu slouží pro potvrzování bezpečnosti provozu vevztahu k okolí.

(2) Monitorování okolí se zabezpečuje sítí předem vybraných pozorovacích bodů a tras, v nichž se na základě měření dávkových ekvivalentů od zevního ozáření a na základě odběrů vzorků a stanovení obsahu radionuklidů v ovzduší, vodotečích a ve vybraných složkách životního prostředí a v potravinách vypočítává velikost a rozložení efektivních dávek a jejich úvazků.

(3) Monitorování okolí velmi významných zdrojů ionizujícího záření se zahajuje 1 až 2 roky před jejich uvedením do provozu. Cílem tohoto předprovozního monitorování je jak získání podkladů o původním stavu okolí budoucího zdroje, tak

předprovozní ověření programu monitorování. Rozsah a obsah předprovozního monitorování je součástí předprovozní bezpečnostní zprávy.

(4) Monitorování uskutečňované v rámci celostátní radiační monitorovací sítě upravuje zvláštní právní předpis.

Radioaktivním odpadem (RAO) rozumíme odpadní látky, předměty nebo zařízení nevyužitelné jejich vlastníkem, jejichž obsah radionuklidů (RN) nebo jejichž povrchové znečištění RN překračují hodnoty umožňující jejich uvedení do životního prostředí (ŽP).

Nakládání s RAO zahrnuje jejich předběžné zpracování (sběr, třídění), → zpracování, → skladování, → úpravu k uložení a → uložení. Zneškodnění RAO se rozumí jejich uvedení do takového stavu, aby nemohly ohrozit nepřijatelně ŽP, zpravidla je toho dosaženo jejich úpravou a uložním.

Uvedení odpadů s obsahem RN do ŽP se rozumí jejich vyjmutí z působnosti atomového zákona (18/1997 Sb. O mírovém využití jaderné energie a IZ), což znamená, že nejsou dále sledovány z hlediska radiační bezpečnosti. S takovými odpady se pak již nenakládá jako s radioaktivními, ale platí pro ně zákon o odpadech (č.125/1997).

Státní úřad pro jadernou bezpečnost (SÚJB) je ústředním orgánem státní správy ve smyslu z.č.2/1969 sb.(úplné znění z. č. 122/1997 Sb. - §2). V jeho čele stojí předseda, který je jmenován vládou ČR. Dodržování podmínek stanovených Atomovým zákonem pro vykonávání činností souvisejících s využíváním jaderné energie jsou hlavním předmětem při výkonu dozoru nad jadernou bezpečností. Jedná se zejména o:

- činnosti vykonávané na jaderných zařízeních, kterými jsou stavby a provozní celky s jaderným reaktorem, zařízení na výrobu, zpracování, skladování a ukládání jaderných materiálů, úložiště radioaktivních odpadů a zařízení pro skladování radioaktivních odpadů

- projektování, umístování, výstavba, uvádění do provozu
- provoz, rekonstrukce, vyřazování z provozu
- navrhování, výroba, ověřování a opravy systémů jaderných zařízení a jejich součástí
- navrhování, výroba, ověřování a opravy obalových souborů pro manipulace s jadernými materiály
- přeprava jaderných materiálů a radioaktivních látek
- fyzická ochrana jaderných zařízení
- nakládání a přeprava radioaktivních odpadů a vyhořelého jaderného paliva
- odborná příprava vybraných pracovníků
- výzkum a vývoj činností souvisejících s využíváním jaderné energie.

Z hlediska radiační ochrany SÚJB vykonává dohled na pracovištích se zdroji ionizujícího záření, ale i u dalších subjektů, kde by mohlo dojít k ozáření osob, inspekce, při nichž je kontrolováno dodržování zákona č. 18/1997 Sb. a dalších předpisů radiační ochrany, zejména vyhlášky č. 307/2002 Sb., o radiační ochraně.

Státní úřad radiační ochrany (SÚRO) Hlavním předmětem činnosti ústavu je:

- příprava a zpracování odborných podkladů pro výkon státní správy v ochraně před ionizujícím zářením, včetně měření, odběru vzorků, šetření na místě a laboratorních analýz a expertních posudků.
- příprava odborných podkladů pro legislativní dokumenty a předpisy v souladu s mezinárodními doporučeními včetně norem Evropských společenství.
- zjišťování, sledování a vyhodnocování stavu ozáření pracovníků a obyvatel s cílem identifikovat situace vyžadující usměrnění a podávat nadřízenému orgánu návrhy na potřebná opatření

- zajištění výkonu referenční činnosti v radiační ochraně
- spoluúčast v akreditační a auditorské činnosti v radiační ochraně
- spolupráce s příslušnými orgány při metrologickém zabezpečení radiační ochrany
- zabezpečování určených funkcí v radiační monitorovací síti ČR: metodického řízení, sběru dat a přípravy jejich hodnocení, zpracování podkladů pro zprávy o radiační situaci, spolupráce s obdobnými sítěmi v zahraničí, zajištění činnosti sítě na regionální i centrální úrovni jak průběžně, tak i v případě mimořádných situací
- vývoj a ověřování nových metod měření a hodnocení důležitých pro ochranu před zářením
- organizace porovnávacích měření a zajišťování specializovaných jinde nedostupných měření a analýz
- vypracování metodických podkladů pro metodické řízení a zavádění programů zabezpečování jakosti v radiační ochraně
- spolupráce se zdravotnickými pracovišti při hodnocení možných zdravotních důsledků ozáření a posuzování podkladů pro posouzení nemocí z povolání uváděných do vztahu s ozářením, při stanovení kritérií zdravotní způsobilosti pro práci se zdroji záření a při provádění potřebných šetření zdravotního stavu ve skupinách exponovaných osob,
- účast na organizaci poskytování speciální lékařské pomoci při radiačních nehodách spojených s bezprostředním ohrožením zdraví, zabezpečování biologické dozimetrie pro tento účel
- odborné zabezpečování specializovaného výcviku a výuky pracovníků oboru radiační ochrany a uživatelů zdrojů záření ve spolupráci s vysokými školami a

pedagogickými institucemi, podíl na tvorbě kvalifikačních kritérií pro tyto skupiny osob

- účast na programech a projektech mezinárodních organizací (MAAE, SZO aj.), domácích grantových agentur a zajišťování institucionálního výzkumu v oboru ochrany před zářením.

Bezpečnostní východiska při nakládání s RAO, východiskem pro plánování a provádění všech činností při nakládání s RAO je tzv. konvence o bezpečnosti nakládání s RAO a VJP, vypracovaná pod patronací Mezinárodní agentury pro atomovou energii (MAAE) se sídlem ve Vídni v roce 1998, ČR se k ní připojila o rok později. Konvence zpracovává v obecné rovině již dříve formulované principy:

1, Ochrana zdraví

S RAO má být nakládáno takovým způsobem, aby byla zaručena přijatelná ochrana lidského zdraví.

2, Ochrana ŽP

S RAO má být nakládáno takovým způsobem, aby byla zaručena přijatelná ochrana ŽP.

3, Ochrana v nadnárodním měřítku

Při nakládání s RAO mají být vzaty do úvahy možné dopady na zdraví a na ŽP za hranicemi státu.

4, Ochrana budoucích generací

S RAO má být nakládáno takovým způsobem, aby bylo zaručeno, že předpověditelné

dopady na zdraví budoucích generací nepřevýší odpovídající úrovně dopadů, jež jsou přijatelné v současnosti.

5, Zatížení budoucích generací

S RAO má být nakládáno takovým způsobem, aby nebylo přenášeno nežádoucí zatížení na budoucí generace

6, Národní právní rámec

S RAO má být nakládáno v rámci odpovídajícího národního právního prostředí včetně jasného přiřazení odpovědnosti a existence nezávislých dozorných funkcí.

7, Omezení vzniku RAO

Vznik RAO má být udržován na prakticky dosažitelném minimu.

8, Vztahy mezi vznikem RAO a způsobem nakládání s nimi

Vztahy mezi vznikem RAO a způsobem nakládání s nimi mají být vhodným způsobem zohledněny.

9, Bezpečnost zařízení

Bezpečnost zařízení pro nakládání RAO má být vhodným způsobem zajištěna po celou dobu jejich používání.

Principy radiační ochrany (RO) se soustavně zabývá Mezinárodní komise pro radiační ochranu (International Commission for Radiological Protection- ICRP, Recommendation of ICRP, Publication 60, Ann ICRP 21, Nos 1-3 (1991) též zmíněná vyhláška o Radiační ochraně 307/2002 ^[1]). Základním požadavkem je optimalizace RO v případě, že je činnost způsobující ozáření zavedena do praxe. V podstatě to znamená, že má být věnována pozornost využívání dané činnosti tak, aby dávkové úvazky jednotlivce byly co nejnižší, počet exponovaných osob co nejmenší a pravděpodobnost expozice byla držena, tak nízká, jak je rozumně dosažitelné při zohlednění ekonomických a společenských faktorů (tzv. princip ALARA- „As Low As Reasonably Achievable“). V případě nakládání s RAO uvedený požadavek znamená, že mají být s ohledem na minimalizaci možných dopadů na ŽP (a zejména na člověka) posuzovány různé obecné přístupy k nakládání, systémy zpracování a úpravy RAO a také projektová

řešení odpovídajících technologických zařízení a provozů. Od uvedených dokumentů se odvíjí všechny provádějící předpisy, stanovující kvalitativně i kvantitativně charakteristiky a parametry, které je nutno dodržet, aby byly RAO spolehlivě zabezpečeny.

Nejdůležitějším kvantitativním limitem je maximálně přípustný dávkový úvazek, který pro obyvatelstvo činí 1 mSv za kalendářní rok nebo za podmínek stanovených v povolení k provozu pracoviště III. nebo IV. kategorie výjimečná hodnota 5 mSv za dobu pěti za sebou jdoucích kalendářních roků (hodnoty limity pro radiační pracovníky jsou desetinásobně větší).

2. SOUČASNÝ STAV DANÉ PROBLEMATIKY

2.1 *Legislativní rámec využívání jaderné energie*

Základním legislativním dokumentem pro využívání jaderné energie je Zákon 18/1997 Sb. o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů v platném znění. Definuje mj. způsob využívání jaderné energie a ionizujícího záření a podmínky vykonávání činností souvisejících s využíváním jaderné energie a činností vedoucích k ozáření. Rovněž upravuje systém ochrany osob a životního prostředí před nežádoucími účinky ionizujícího záření. Na tento základní legislativní dokument navazují prováděcí právní předpisy. V oblasti ochrany osob a životního prostředí před ionizujícím zářením je základním prováděcím předpisem Vyhláška SÚJB č.307/2002 Sb. o radiační ochraně v platném znění.

Všude tam, kde dochází k uvádění radioaktivních látek do životního prostředí jejich řízeným vypouštěním, případně tam, kde existuje možnost úniku závažného množství radioaktivních látek do okolí, je nezbytnou součástí monitorování také monitorování výpustí a okolí pracoviště. Slouží ke kontrole dodržování povolených limitů výpustí a k včasnému zjištění a zhodnocení případných úniků a jejich důsledků na obyvatelstvo a na ŽP.

2.2 *Kultura bezpečnosti*

Využívání jaderné energie musí být spojeno s dodržováním nastavených bezpečnostních standardů a principů, která minimalizují rizika plynoucí z využívání této energie. Termín kultura bezpečnosti byl poprvé použit INSAG (Mezinárodní poradní skupinou pro jadernou bezpečnost) v Celkové zprávě z jednání o pohavarijním přezkoumání havárie v Černobyli, která byla publikována MAAE v Bezpečnostní řadě č.75-INSAG-1 v roce 1986. Pro účely interpretace pojmu kultura bezpečnosti byl v roce 1991 vydán dokument v Bezpečnostní řadě č.75-INSAG-4, který blíže pojednává o

pojmu kultura bezpečnosti ve vztahu k organizacím i jednotlivcům a vytvořil základ pro posuzování účinnosti kultury bezpečnosti v konkrétních případech. Tímto dokumentem je pojem kultura bezpečnosti definován takto:

„Kultura bezpečnosti je taková soustava charakteristik a přístupů organizací a jednotlivců, která jako nejvyšší prioritu ustanovuje, že otázkám bezpečnosti jaderné elektrárny musí být věnována pozornost odpovídající jejich důležitosti.“

Tato formulace má zdůraznit, že kultura bezpečnosti má:

- Subjektivní charakter ⇒ týká se jednotlivců
- Strukturní charakter ⇒ týká se celých organizací

Současně definice dává kulturu bezpečnosti do souvislosti s:

- ⇒ osobními myšlenkovými postoji a zvyky
- ⇒ celkovým stylem řízení organizace

2.3 Politika bezpečnosti a ochrany životního prostředí ČEZ, a.s.

Bezpečnost a ochrana životního prostředí patří ve společnosti ČEZ,a.s., která provozuje jaderné elektrárny v České republice, k nejvyšším prioritám a je nedílnou součástí řízení této společnosti. Prostřednictvím dokumentu Politika bezpečnosti a ochrany životního prostředí ČEZ,a.s., a Politika bezpečnosti ČEZ,a.s. přijalo představenstvo společnosti ČEZ,a.s. jakožto vrcholný orgán společnosti, bez výhrad odpovědnost za zajištění:

- bezpečnosti svých výrobních zdrojů
- ochrany jednotlivců společnosti a veřejnosti
- ochrany životního prostředí
- jakosti

Pro naplnění této odpovědnosti vyhlásilo představenstvo ČEZ,a.s. v oblasti bezpečnosti a ochrany ŽP následující politiky :

„Bezpečnost a ochrana životního prostředí patří k našim nejvyšším prioritám a je nadřazena požadavkům výroby a provozním harmonogramům.“

Bezpečnost je integrální součástí řízení společnosti spolu s využíváním systému managementu jakosti.

Při zajišťování bezpečnosti a ochrany životního prostředí plníme právní předpisy České republiky i obecně přijaté mezinárodní bezpečnostní principy. Naším závazkem je trvalé hodnocení a zvyšování bezpečnosti a ochrany životního prostředí s ohledem na stávající úroveň vědy a techniky. Základem bezpečnosti a ochrany životního prostředí je předcházení a minimalizace bezpečnostních rizik. Jsou založena na vytváření systémových podmínek pro bezpečný a spolehlivý provoz všech zařízení a bezpečnost personálu. Pro zvýšení bezpečnosti se zaměřujeme na ověřené, mezinárodně uznávané a ekonomicky přijatelné technologie šetrné k životnímu prostředí. Při řízení bezpečnosti a ochrany životního prostředí uplatňujeme u našich zařízení odstupňovaný přístup s důrazem na jadernou a technickou bezpečnost, radiační, požární a fyzickou ochranu, havarijní připravenost, bezpečnost a ochranu zdraví při práci. Systematickou péčí o vzdělání, výcvik a dovednosti zaměstnanců zvyšujeme jejich kvalifikaci, profesionální chování, a snižujeme možnost lidské chyby. Usilujeme o trvalé zvyšování kultury bezpečnosti jako nedílné součásti firemní kultury. Procesy významné z hlediska bezpečnosti a ochrany životního prostředí zajišťujeme řízeným způsobem a zavádíme a dokumentujeme pro ně nejefektivnější pracovní postupy.

Řízení bezpečnosti a ochrany životního prostředí provádíme prostřednictvím konkrétních, měřitelných a termínovaných cílů, aby bylo účinné a ekonomicky efektivní na všech úrovních.“

2.4 Legislativní podmínky uvádění radionuklidů do životního prostředí

Uvádění radionuklidů do ŽP upravuje zákon č.18/1997 Sb o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) v platném znění. Obecná pravidla a podmínky uvádění radionuklidů do ŽP jsou stanoveny vyhláškou SÚJB č.307/2002 Sb. o radiační ochraně v platném znění, konkrétně ustanovením §56. Uvádění radionuklidů do ŽP je možné pouze na základě, v rozsahu a za podmínek stanovených v povolení SÚJB k uvádění radionuklidů do životního prostředí. Řízené vypouštění

radionuklidů do životního prostředí je možné pouze za splnění podmínky, že u příslušné kritické skupiny obyvatelstva nepřekročí součet roční efektivní dávky a ročního úvazku efektivní dávky v důsledku plyných výpustí do ovzduší hodnotu 200 mikroSv za rok, v případě kapalných výpustí do vodotečí hodnotu 50 mikroSv za rok a tedy celkem 250 mikroSv za rok.

Dozorné orgány mohou ovšem stanovovat ještě nižší ukazatele pro oblast uvádění radionuklidů do ŽP, tzv. autorizované limity.

Kapalná nebo plyná látka vypouštěná do životního prostředí, která obsahuje radionuklidy v množství nepřevyšujícím uvolňovací úroveň nebo vypouštěná do životního prostředí za podmínek uvedených v povolení k uvádění radionuklidů do životního prostředí se nazývá výpustí.

2.5 Souhrn základních technologických dat

Jaderná elektrárna Temelín je tvořena dvěma jadernými bloky, z nichž každý má výkon 3000 MWt (981 MWe). Zařízení na výrobu páry jednoho bloku tvoří tlakovodní energetický reaktor VVER 1000, typu V 320 o nominálním tepelném výkonu 3000 MWt. Tlakové vody se využívá v reaktoru VVER 1000 jako chladiva a jako moderátoru neutronů. Aktivní zóna reaktoru o průměru 3,16 m a výšce 3,53 m je umístěna ve válcové reaktorové nádobě vysoké 10,9 m o vnějším průměru 4,5 m. Tlaková nádoba reaktoru a primární okruh jsou navrženy pro tlak 17,6 MPa při teplotě 350°C (provozní tlak je 15,7 MPa při teplotách 290 – 320°C). Aktivní zónu reaktoru tvoří 163 palivových kazet a 61 regulačních orgánů uspořádaných v šestiúhelníkovém poli. Celková hmotnost vsázky paliva je 92 t. Primární okruh elektrárny je tvořen čtyřmi chladicími smyčkami. V parních generátorech se vyrábí pára o tlaku 6,3 MPa a teplotě 278,5°C, která pohání parní turbínu o výkonu 1000 MWe.

2.6 Uvádění do provozu

SÚJB vydal povolení k zahájení zavezení paliva do reaktoru 1. HVB 5. července 2000, ještě v červenci bylo palivo v reaktoru zavezeno a v říjnu téhož roku byla v reaktoru spuštěna první řízená řetězová štěpná reakce. Ke konci roku 2000 pak 1.

HVB vyrobil a dodal do sítě první elektřinu. V lednu 2002 dosáhl reaktor 1. HVB maximálního 100% výkonu a následně v červnu přešel 1. HVB do zkušebního provozu.

V případě 2.HVB byl reaktor poprvé nastartován v květnu 2002 a v závěru roku 2002 vyrobil 2. HVB první elektřinu. V březnu 2003 dosáhl reaktor maximálního výkonu a po provedení etapy komplexního vyzkoušení přešel 2. HVB v dubnu 2003 do fáze zkušebního provozu.

2.7 Způsob uvádění radionuklidů do životního prostředí

Při vlastním využívání jaderného paliva v jaderném reaktoru formou štěpení jader ^{235}U vznikají radioaktivní látky ve skupenství plynném, kapalném i pevném. Radioaktivní látky v plynném a kapalném skupenství se následně v dalším procesu stávají radioaktivními odpady. Plynné radioaktivní odpady obsahují převážně přímo produkty štěpení ^{235}U a kapalné radioaktivní odpady obsahují hlavně radionuklidy vzniklé jadernými reakcemi neutronů uvolněných při štěpné reakci s látkami konstrukčních materiálů jaderného reaktoru nebo látkami zanesenými do aktivní zóny chladičem primárního okruhu.

Plynné výpusti jsou do ŽP zaváděny prostřednictvím ventilačních komínů obou hlavních výrobních bloků, které jsou dvoudříkové, tj. jsou soustředné a dělí se na vnitřní a vnější. Výpusti z těchto komínů závisí na provozních režimech bloků, vnější komíny jsou provozovány pouze v období odstávek jednotlivých bloků nebo za havarijních resp. pohavarijních podmínek. Plynné výpusti jsou dále vypouštěny prostřednictvím ventilačního komína budovy aktivních pomocných provozů, který je jednodříkový a je provozován nepřetržitě. Dalším potenciálním zdrojem plynných výpustí jsou odvodušnění sekundárního okruhu 1. a 2. HVB.

Hlavním zdrojem plynných radioaktivních výpustí jsou technologické systémy odplynění:

- chladiwa primárního okruhu, které je za provozu bloku kontinuálně odpouštěno
- nádrží, kde je skladováno odpouštěné chladivo I.O.

a vzduchotechnické systémy, které odvětrávají prostory kontrolovaného pásma hlavních výrobních bloků a budovy aktivních pomocných provozů.

Kapalné výpusti se z JE uskutečňují prostřednictvím systémů kontrolních nádrží, kde jsou soustřeďovány kapalné odpady před jejich uvolněním do ŽP. Tyto nádrže, resp. jejich obsah je před každým vypouštěním promíchán, následně je odebrán vzorek a tento kvalitativně a kvantitativně vyhodnocen v radiochemické laboratoři. Při vyhovující radiochemické analýze je kontrolní nádrž dle média, které je v ní obsaženo, vypuštěna do ŽP celkem třemi možnými způsoby:

- vody s obsahem chemikálií a regenerační vody z čistící stanice RY **přes systém neutralizace**, kde dochází k neutralizaci na výsledné pH = 6,5 – 9,0
- prádelenské vody a vody z hygienických uzávěrů přes **biologickou čistírnu odpadních vod**
- nadbilanční kondenzát z čistící stanice TR, podmíněně aktivní kanalizace, bilančně nezahrnuté vody z nádrže promývacích vod ionexových filtrů čistících stanic TR, RY, TD a v případě potřeby i čistý kondenzát z čistící stanice TD **přímo do sběrné jímky odpadních vod**

Veškeré kapalné odpady, vypuštěné výše uvedenými způsoby jsou ve sběrné jímce odpadních vod (o objemu 500m³) smíseny s odluhy z cirkulačních chladících okruhů, s odluhy bazénů technické vody důležité a vyčištěnou vodou z čistírny odpadních vod. Tím dochází k dalšímu naředění a snížení koncentrace radioaktivních látek. Ze sběrné jímky odchází odpadní vody mimo objekt elektrárny dvěma odpadními řádý, které jsou zaústěny do řeky Vltavy v profilu Kořensko.

2.7.1 Podmínky uvádění radionuklidů do životního prostředí z JE ETE

2.7.1.1 Uvádění radionuklidů do ovzduší

V případě JE Temelín jsou radionuklidy uváděny do ovzduší na základě podmínek stanovených Rozhodnutím SÚJB. Tímto rozhodnutím povolil SÚJB uvádění radionuklidů do ŽP ve formě plyných výpustí a stanovil autorizovaný limit pro jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva za rok pro oba HVB, který se vztahuje na

součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření.

Rozhodnutí dále obsahuje i hodnoty převodních koeficientů h pro převod aktivity radionuklidů vypouštěných do ovzduší na součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva, použitelné pro kontrolu a regulaci výpustí v průběhu kalendářního roku. Roční bilancování se provádí pomocí výpočetního programu RDETE, který je autorizován SÚJB.

Autorizovaný limit stanovený SÚJB je rovněž obsažen v Limitách a podmínkách pro 1. a 2. HVB, což je základní provozní předpis jaderné elektrárny Temelín, na jehož základě jsou prováděny provozní kontroly za účelem ověřování, že limity pro vypouštění radioaktivních látek (autorizované limity) jsou dodržovány a nepřekračovány.

2.7.1.2 Uvádění radionuklidů do ŽP ve formě kapalných výpustí

Uvádění radionuklidů do ŽP ve formě kapalných výpustí je rovněž povoleno Rozhodnutím SÚJB. Rozhodnutím je stanoven autorizovaný limit pro kapalnou výpustí do řeky Vltavy v profilu Kořensko pro jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva, který se vztahuje na součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření. Součástí rozhodnutí jsou i hodnoty převodních koeficientů h pro přepočet celkové výpustí jednotlivých radioizotopů v Bq na jednotky efektivní dávky v Sv (resp. μSv) pro účely kontroly a regulace výpustí v průběhu kalendářního roku a další podmínky uvádění radionuklidů do ŽP včetně provádění ročního bilancování výpustí, které se provádí pomocí výpočetního programu RDETE. Autorizovaný limit stanovený v rozhodnutí ve veličině efektivní dávka je univerzální a zohledňuje vliv libovolné směsi radionuklidů (včetně tritia) vypuštěné do povrchových vod.

V oblasti uvádění radionuklidů do životního prostředí ve formě kapalných výpustí je platné rovněž Rozhodnutí Okresního úřadu České Budějovice, referátu životního prostředí (dále jen vodohospodářské rozhodnutí). Toto vodohospodářské rozhodnutí povoluje, resp. stanovuje:

- podmínky pro odběr povrchové vody pro JE Temelín z vodního díla Hněvkovice
- podmínky pro vypouštění odpadních vod

Rozhodnutí stanovuje ve vztahu k uvádění tritia do ŽP následující podmínky:

- kontrolní nádrže smí být vypuštěny do sběrné jímky odpadních vod jen v případě, že aktivita tritia v nich není vyšší než $2,5 \cdot 10^{11}$ Bq
- kontrolní nádrže nesmí být vypouštěny, pokud odtok ze sběrné jímky odpadních vod je menší než 150 l/s

Vodohospodářské rozhodnutí dále stanovuje koncentrační a bilanční limity aktivity tritia (hodnoty platné při provozu 2 bloků):

- max. objemovou aktivitu tritia ve sběrné jímce odpadních vod $3,48 \cdot 10^4$ Bq/l
- celkovou aktivitu tritia vypuštěnou za rok $4,0 \cdot 10^{13}$ Bq

I v případě autorizovaného limitu pro kapalně výpusti je tato hodnota uvedena jako limitní podmínka v základním provozním předpisu Limity a podmínky pro 1. a 2. HVB.

2.7.1.3 Přehled AL a směrných ukazatelů pro plynné a kapalně výpusti

Tab. 1: Autorizované limity a směrné ukazatele pro plynné a kapalně výpusti

Plynné výpusti		
Dokum ent	Veličina	AL
rozhodnutí SÚJB čj.16920/2002	součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření pro jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva	40 μ Sv za rok pro oba bloky
Kapalně výpusti do řeky Vltavy v profilu Kořensko		
Dokument	Veličina	AL
rozhodnutí SÚJB	součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního	3 μ Sv za rok

Rozbor radionuklidického složení výпустí ETE

čj.8096/2005	ozáření pro jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva	
Dokument	Veličina	Směrné ukazatele
rozhodnutí RŽP OÚ Č.Budějovice čj. 6804/93/Si	max. objemová aktivita beta max.celková aktivita beta (bez tritia)	21 Bq/l 1.10 ⁹ Bq/rok, při provozu 2 bloků
rozhodnutí RŽP OÚ Č.Budějovice čj. 6804/93/Si	max.objemová aktivita tritia celková aktivita tritia	3,48.10 ⁴ Bq/l 4.10 ¹³ Bq/rok, při provozu 2 bloků

Vedle výše uvedených autorizovaných limitů se k výpustem vztahuje ohlašovací povinnost na SÚJB při neplánovaném překročení sedminásobku průměrného denního limitu efektivní dávky z plyných nebo kapalných výпустí, odvozeného jako 7/365 dílů z ročních autorizovaných limitů .

Radiační kontrola výпустí svým charakterem zajišťuje obecně komplexní informovanost o aktivitě provozních médií JE a produktů, vypouštěných do životního prostředí nebo využívaných mimo areál JE. Sleduje dodržování povolených limitů výпустí kapalných a plyných RA-látek do životního prostředí a umožňuje včasné provedení opatření k zamezení nepovolených úniků RA-látek do životního prostředí. Signalizuje převýšení povolené úrovně aktivity vypouštěných médií do životního prostředí.

Podle druhu a účelu monitorovaného média RK zahrnuje:

- RK vypouštěných aerosolů a plynů
- RK vypouštěných vod

Monitorování a vzorkování je zajištěno u všech druhů kapalných a plyných výпустí, z nichž lze získat zjistitelná množství radioaktivity vypouštěné z elektrárny, a to jak během normálního provozu, tak abnormálního provozu a za havarijních a pohavarijních podmínek.

2.8 Historický popis výpustí ETE

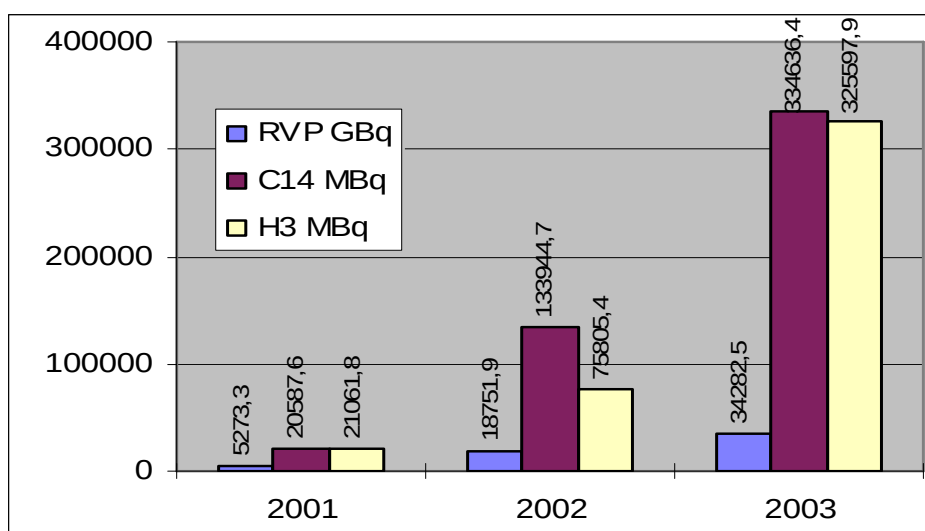
2.8.1 Přehled výpustí v roce 2003

2.8.1.1 Plynné výpusti

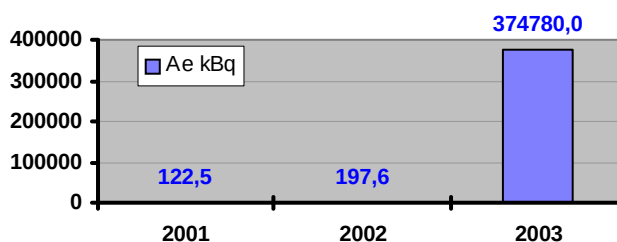
Tab.2: Aktivita plynných výpustí v roce 2003 dosáhly hodnot

Radionuklid	Aktivita
RVP	34300 GBq
C 14	334,6 GBq
H 3	325,6 GBq
AE	374,8 MBq
jód	3,8 MBq

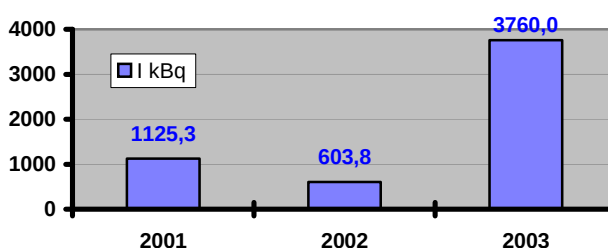
Graf 1: aktivity RVP, C 14, H 3 u plynných výpustí v roce 2003, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 2: aktivity Ae u plyných výpustí v roce 2003, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 3: aktivity I u plyných výpustí v roce 2003, srovnání s předchozími roky provozu



2.8.1.2 Úvazek $E_{(50)}$ pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných výpustí

Úvazek efektivní dávky $E_{(50)}$ za rok 2003 stanovený pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva na základě naměřených aktivit plyných výpustí a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl hodnoty **0,875 μSv** což představuje **2,168 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ stanoveného ve výši **40 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva (sumárně od všech výpustí do ovzduší, při provozu dvou bloků JE Temelín).

Hodnota úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných výpustí za rok 2003 na základě provedení výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,159 μSv** .

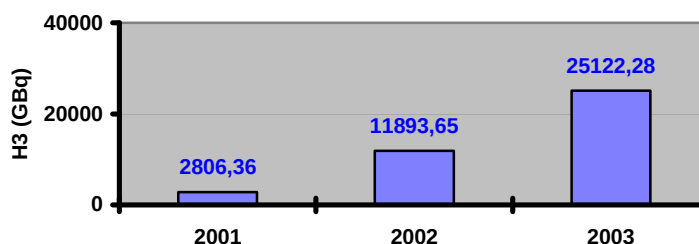
2.8.1.3 Kapaln  výpusti

Tab.3: aktivity kapaln ch v pust  do vodote   v roce 2003 dos hly hodnot:

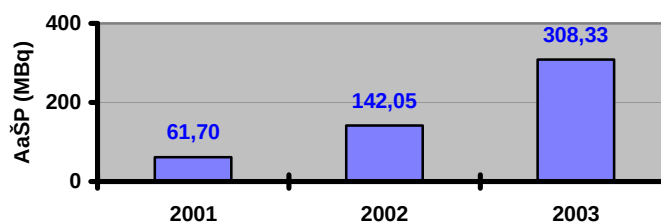
V�pust	Aktivita
H 3	25,122 TBq
Aa�P	308,33 MBq

V pusti H3 i Aa P maj  od roku 2001 vzr staj c  trend dan  pr b hem spou t n  blok , v  adn m p  pad  v ak nevedly k p ekro en  autorizovan ch limit  stanoven ch org ny st tn ho dozoru.

Graf 4: aktivity H 3 u kapaln ch v pust  v roce 2003, srovn n  s p edchoz mi roky provozu



Graf 5: aktivity Aa P u kapaln ch v pust  v roce 2003, srovn n  s p edchoz mi roky provozu



2.8.1.4  vazek $E_{(50)}$ pro jedince z kritick  skupiny obyvatelstva z kapaln ch v pust 

 vazek efektivn  d vky $E_{(50)}$ za rok 2003 stanoven  na z klad  nam ren ch aktivit kapaln ch v pust  (tritia a ostatn ch aktiva n ch a  t pn ch produkt ) a konverzn ch faktor  stanoven ch S  JB dos hl pro jedince z kritick  skupiny

obyvatelstva hodnoty **0,201 μSv** což představuje **50,33 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ stanoveného ve výši **0,4 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva (sumárně od všech výpustí do vodotečí, při provozu dvou bloků JE Temelín). Hodnota úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ za rok 2003 bude upřesněna na základě provedení výpočtu podle autorizovaného programu. Hodnota úvazku efektivní dávky $E(50)$ pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plynných výpustí za rok 2004 na základě provedení výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,273 μSv** .

Hodnoty procentuálního čerpání autorizovaného limitu mají vzrůstající trend, který souvisí s prodlužující se dobou provozu obou bloků na výkonu v období aktivního vyzkoušení.

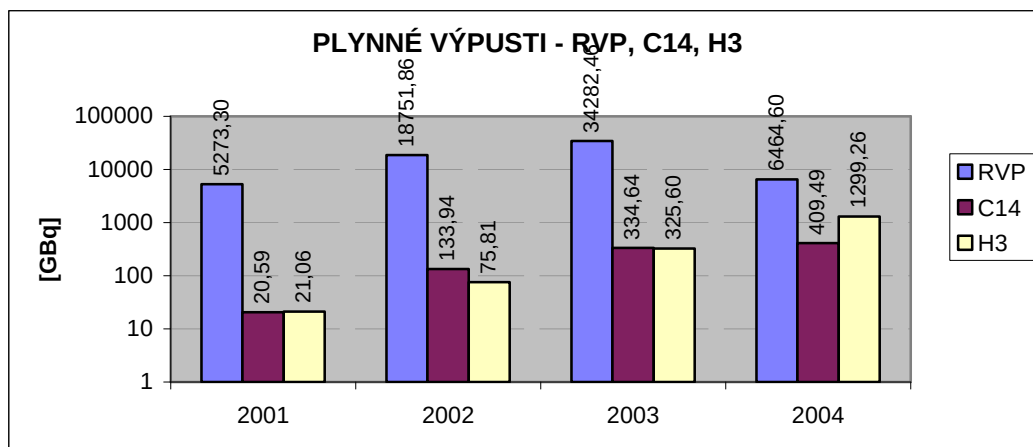
2.8.2 Přehled výpustí v roce 2004

2.8.2.1 Plynné výpusti

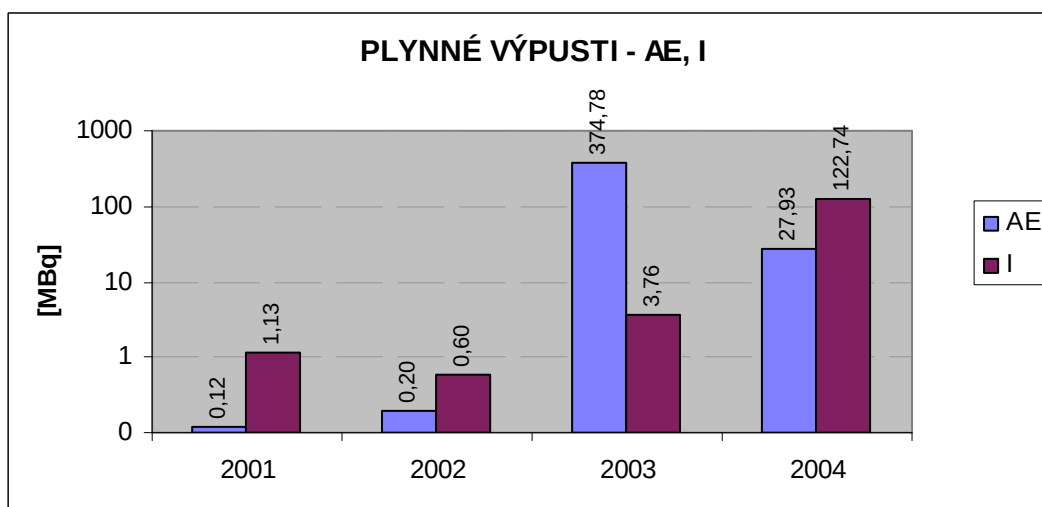
Tab.4: aktivity plynných výpustí v roce 2004 dosáhly hodnot:

Radionuklid	Aktivita
RVP	6464,60 GBq
C 14	409,49 GBq
H 3	1299,26 GBq
AE	27,93 MBq
Jód	122,74 MBq

Graf 6: aktivity RVP, C 14, H 3 u plyných výпустí v roce 2004, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 7: aktivity Ae, I u plyných výпустí v roce 2004, srovnání s předchozími roky provozu



Úvazek efektivní dávky $E_{(50)}$ za rok 2004 stanovený pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva na základě naměřených aktivit plyných výпустí a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl v ETE hodnoty **0,787 μSv** což představuje **1,97 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ stanoveného ve výši **40 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva (sumárně od všech výпустí do ovzduší, při provozu dvou bloků JE Temelín).

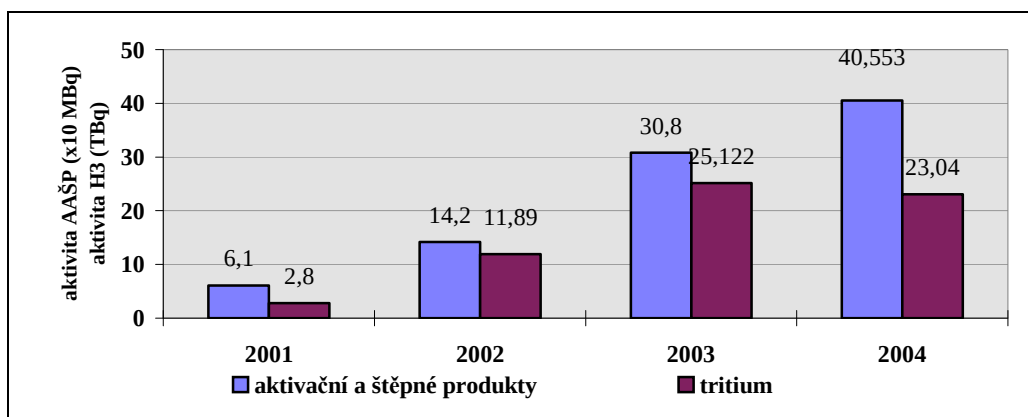
Hodnota úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných výpustí za rok 2004 na základě provedení výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,217 μ Sv**.

2.8.2.2 Kapaln  výpusti

Tab.5: aktivity kapaln ch v pust  v roce 2004 dos hly hodnot

V�pust	Aktivita
H 3	23,04 TBq
Aa�P	405,3 MBq

Graf 8: aktivity H 3, Aa P u kapaln ch v pust  v roce 2004, srovn n  s p edchoz mi roky provozu



Aktivita tritia obsa en ho v kapaln ch v pustech dos hla v roce 2004 hodnoty **23,04 TBq**, aktivita aktiva n ch a    pn ch produkt  v kapaln ch v pustech dos hla v roce 2004 hodnoty **405,53 MBq**. Vy    v pust  jsou zp soben  zku ebn m a trval m provozem blok  ETE.

Konzervativní odhad úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva vypočtený na základě naměřených aktivit kapalných výpustí (tritia a ostatních aktivačních a štěpných produktů) a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl na ETE za rok 2005 hodnoty **0,185 μSv** což představuje **46,20 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky E(50) stanoveného ve výši **0,4 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva. Hodnota úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva v za rok 2004 z kapalných výpustí upřesněná na základě výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,210 μSv** .

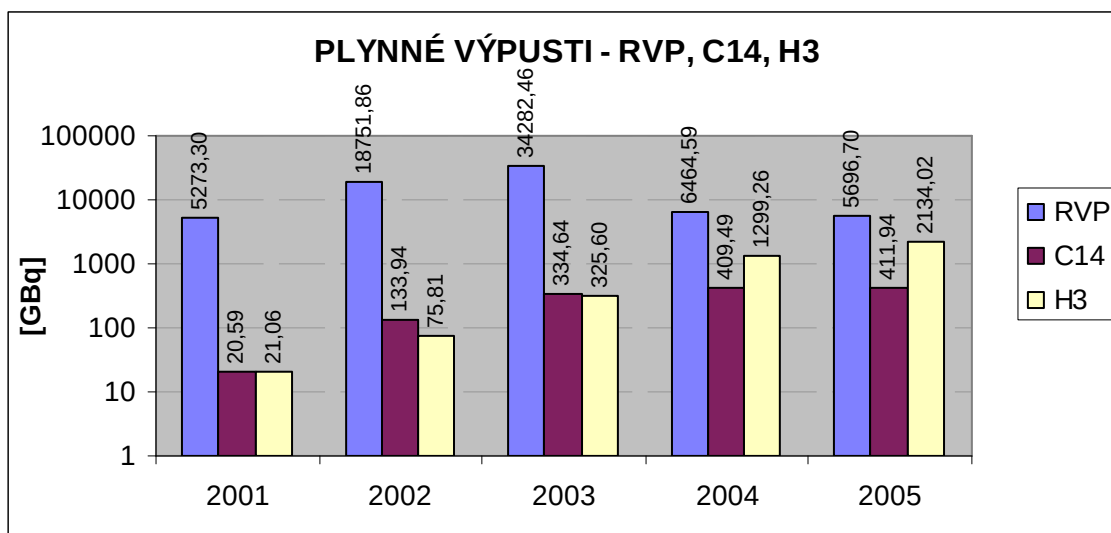
2.8.3 Přehled výpustí v roce 2005

2.8.3.1 Plynné výpustě

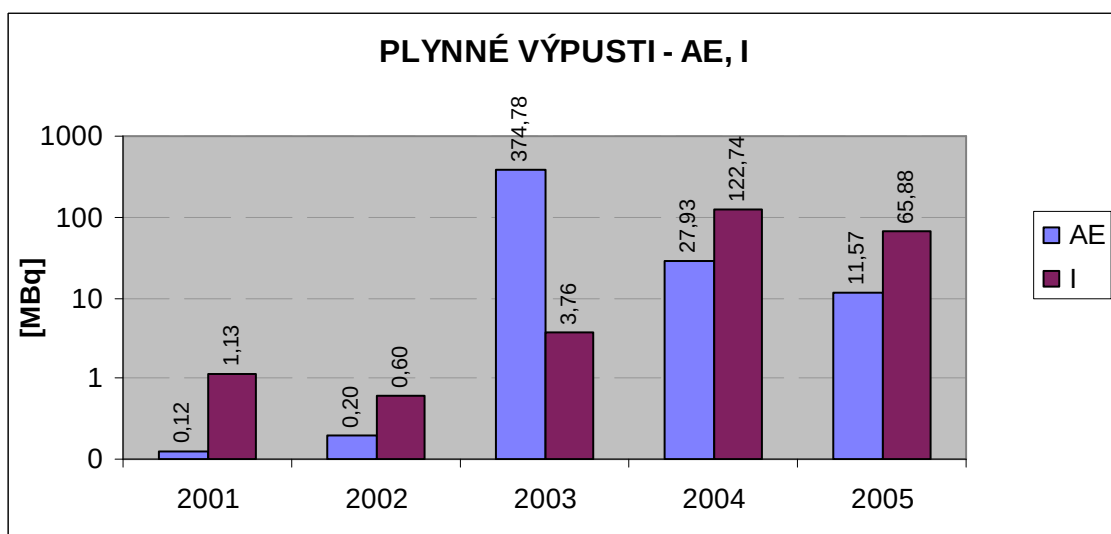
Tab.6: aktivity plynných výpustí v roce 2005 dosáhly hodnot

Radionuklid	Aktivita
RVP	5696,70 GBq
C 14	411,94 GBq
H 3	2134,02 GBq
AE	11,57 MBq
jód	65,88 MBq

Graf 9: aktivity RVP, C 14, H 3 u plyných výpustí v roce 2005, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 10: aktivity AE, I u plyných výpustí v roce 2005, srovnání s předchozími roky provozu



Úvazek efektivní dávky $E_{(50)}$ za rok 2005 stanovený pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva na základě naměřených aktivit plyných výpustí a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl v ETE hodnoty **0,794 μSv** což představuje **1,985 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky $E_{(50)}$ stanoveného ve výši **40 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva (sumárně od všech výpustí do ovzduší, při provozu dvou bloků JE Temelín).

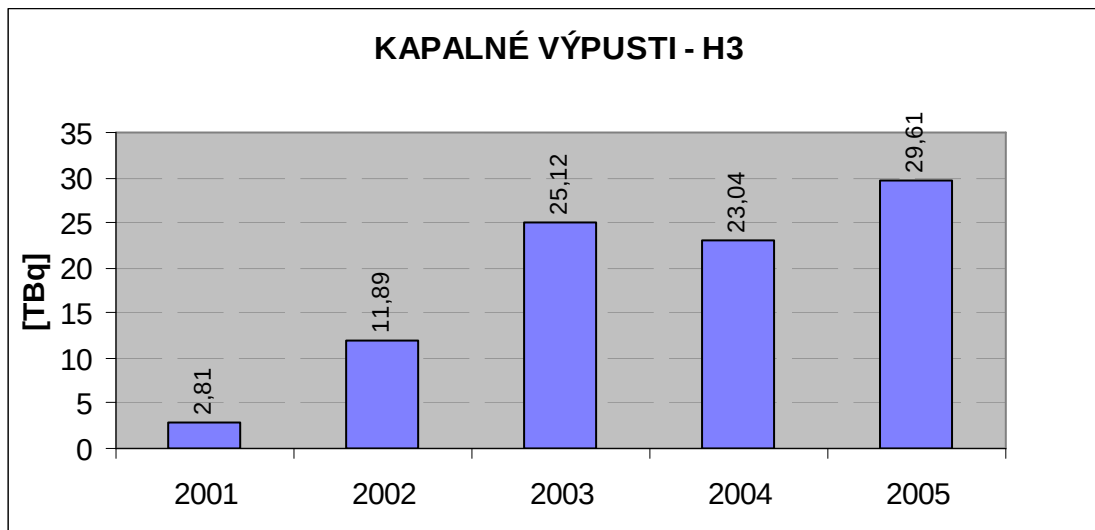
Hodnota úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných výpustí za rok 2005 na základě provedení výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,188 μ Sv**.

2.8.3.2 Kapaln  výpusti

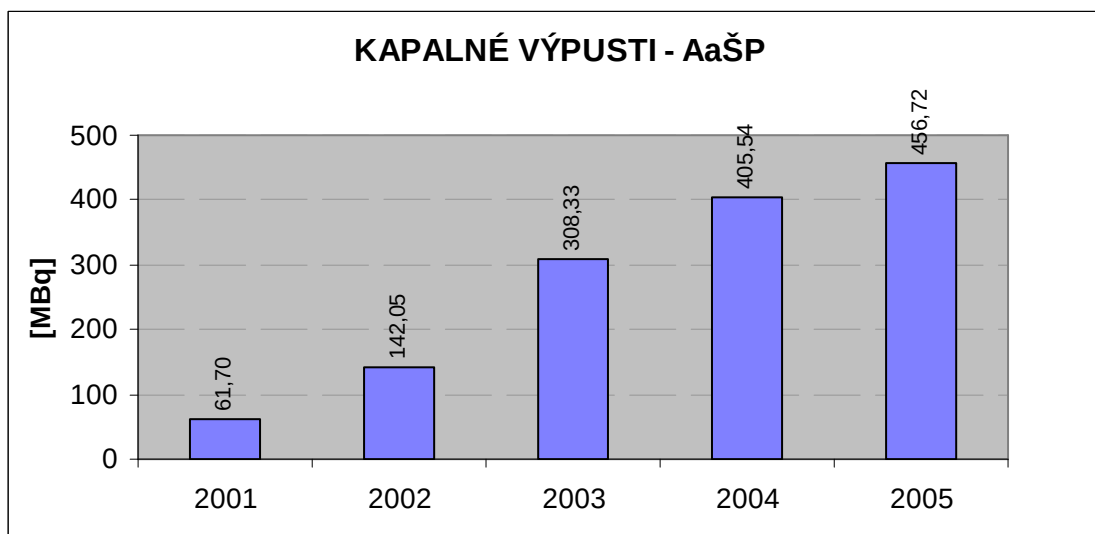
Tab.7: aktivity kapaln ch v pust  v roce 2005 dos hly hodnot

V�pust	Aktivita
H 3	29,61 TBq
Aa�P	456,72 MBq

Graf 11: aktivity H 3 u kapalných výпустí v roce 2005, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 12: aktivity AaŠP u kapalných výпустí v roce 2005, srovnání s předchozími roky provozu



Konzervativní odhad úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva vypočtený na základě naměřených aktivit kapalných výпустí (tritia a ostatních aktivačních a štěpných produktů) a konverzních faktorů stanovených SÚJB

dosáhl na ETE za rok 2005 hodnoty **1,278 μSv** což představuje **42,60 %** čerpání autorizovaného limitu padesáti ročního úvazku efektivní dávky E(50) stanoveného ve výši **0,4 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva. Hodnota úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva v za rok 2005 z kapalných výpustí upřesněná na základě výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,228 μSv** .

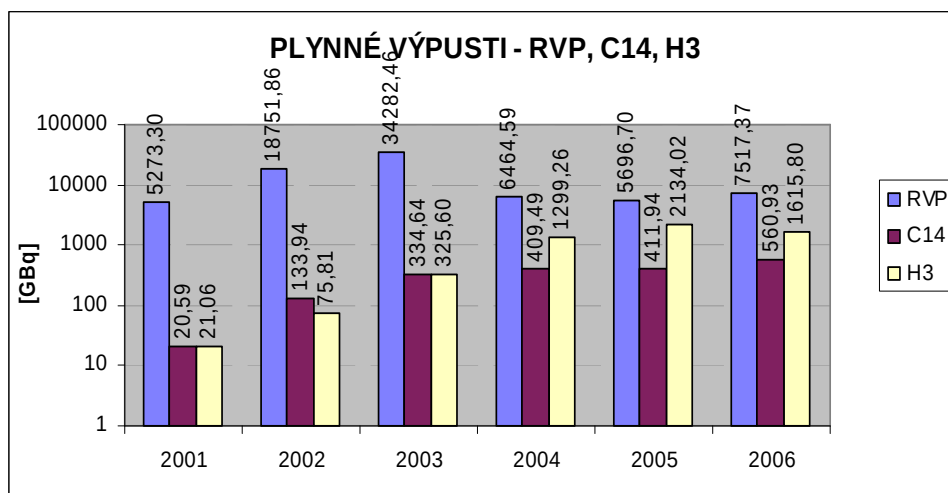
2.8.4 Přehled výpustí v roce 2006

2.8.4.1 Plynné výpusti

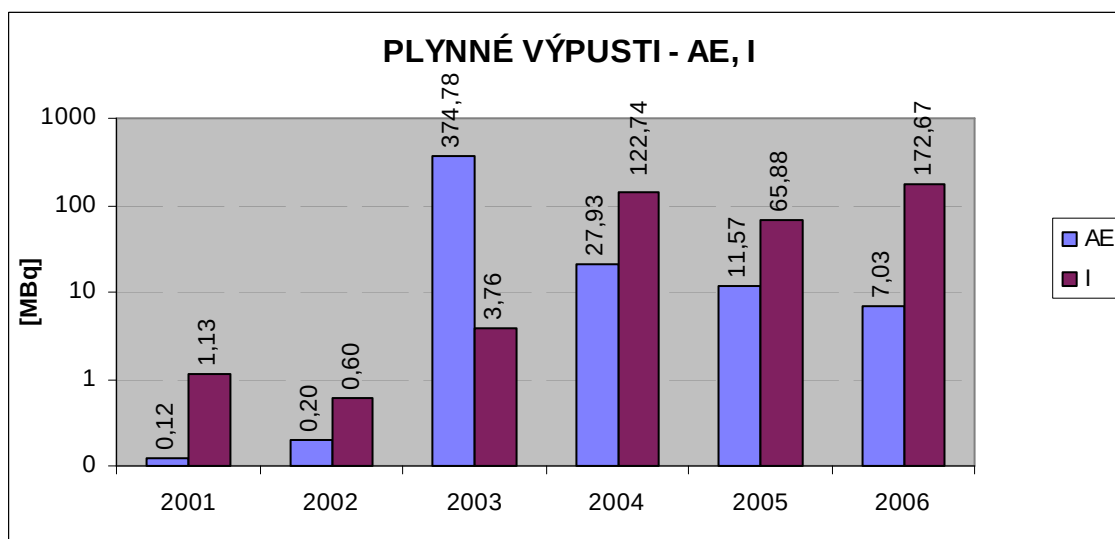
Tab.8: aktivity plynných výpustí v roce 2006 dosáhly hodnot:

Radionuklid	Aktivita [GBq]
RVP	7517,37
C 14	560,93
H 3	1615,80
AE	0,00703
JÓD	0,17267

Graf 13: aktivity RVP, C 14, H 3 u plynných výpustí v roce 2006, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 14: aktivity AE, I u plyných výpustí v roce 2006, srovnání s předchozími roky provozu



Úvazek $E_{(50)}$ pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva z plyných výpustí

Úvazek efektivní dávky $E_{(50)}$ za rok 2006 stanovený pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva regulační metodikou na základě naměřených aktivit plyných výpustí a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl hodnoty **1,08 μSv** což představuje **2,69 %** čerpání hodnoty autorizovaného limitu ročního úvazku efektivní

dávky $E_{(50)}$ stanoveného rozhodnutím SÚJB ve výši **40 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva (sumárně od všech výpustí do ovzduší, při provozu dvou bloků JE Temelín).

Hodnota úvazku efektivní dávky $E(50)$ pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva v za rok 2005 z kapalných výpustí upřesněná na základě výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,0526 μSv** .

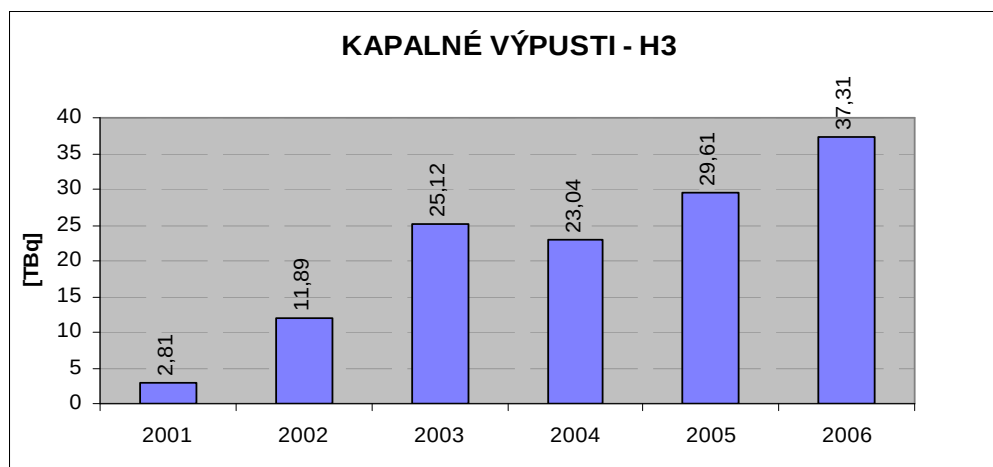
2.8.4.2 Kapalně výpusti

Tab.9: aktivity kapalných výpustí v roce 2006 dosáhly hodnot

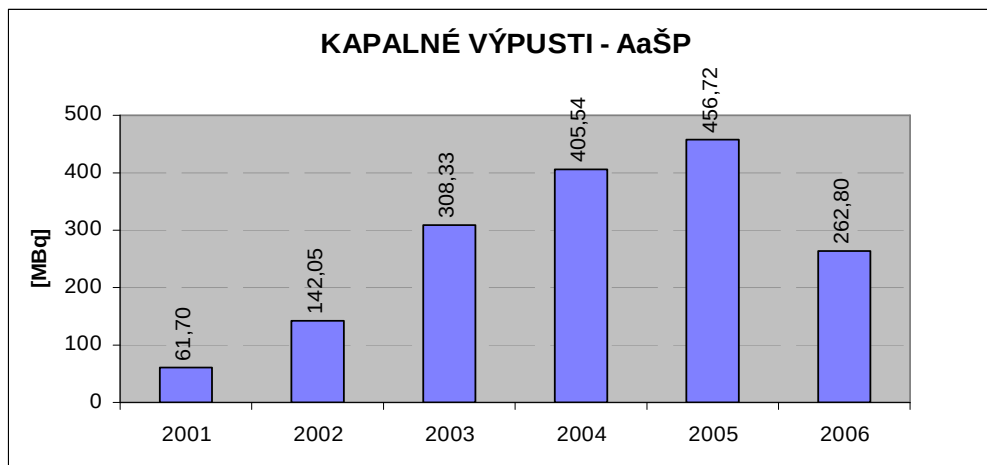
Výpust	Aktivita
H 3	37,31 TBq
AaŠP	262,80 MBq

Aktivita tritia obsaženého v kapalných výpustech dosáhla v roce 2006 hodnoty **37,31 TBq**, aktivita aktivačních a štěpných produktů v kapalných výpustech dosáhla v roce 2006 hodnoty **262,80 MBq**.

Graf 15: aktivity H 3 u kapalných výpustí v roce 2006, srovnání s předchozími roky provozu



Graf 16: aktivity AaŠP u kapalných výpustí v roce 2006, srovnání s předchozími roky provozu



Konzervativní odhad úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva vypočtený na základě naměřených aktivit kapalných výpustí (tritia a ostatních aktivačních a štěpných produktů) a konverzních faktorů stanovených SÚJB dosáhl za rok 2006 hodnoty **1,56 μSv** což představuje **51,90 %** čerpání hodnoty autorizovaného limitu ročního úvazku efektivní dávky E(50) stanoveného rozhodnutím SÚJB ve výši **3 μSv** pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva.

Hodnota úvazku efektivní dávky E(50) pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva v za rok 2005 z kapalných výpustí upřesněná na základě výpočtu podle autorizovaného programu RDETE činí **0,396 μSv** .

Rozbor radionuklidického složení výpustí ETE

Tab. 10: Výsledný přehled E(50) a AL versus směrné hodnoty v daných rocích provozu

Dané roky provozu	E(50) pro plynňé výpustě [μSv/rok]	E(50) pro kapalně výpustě [μSv/rok]	AL pro plynňé výpustě [μSv/rok]	AL pro kapalně výpustě [μSv/rok]	Směrné hodnoty pro plynňé výpustě [μSv/rok]	Směrné hodnoty pro kapalně výpustě [μSv/rok]
2003	0,875	0,201	40	0,4	200	50
2004	0,787	0,185	40	0,4	200	50
2005	0,794	1,278	40	3	200	50
2006	1,08	1,56	40	3	200	50

Dle rozhodnutí SÚJB čj.8096/2005 je stanoveno AL pro kapalně výpustě 3μSv/rok

2.8.5 Převodní koeficienty

Tab. 11: Převodní koeficienty pro výpočet 50-ti letého úvazku efektivní dávky (plynné výpusti), (převzato z Rozhodnutí Státního úřadu pro jadernou bezpečnost čj. 16920/2002 ze dne 5. listopadu 2002 o povolení k uvádění radionuklidů do životního prostředí)

Nuklid	H _{50,j} (Sv/Bq)	Nuklid	H _{50,j} (Sv/Bq)	Nuklid	H _{50,j} (Sv/Bq)	Nuklid	H _{50,j} (Sv/Bq)
H 3	5,05E-21	Co 60	3,54E-16	Zr 95	3,99E-18	Cs 134	8,65E-17
C 14	1,85E-18	As 76	9,70E-20	Mo 99	1,03E-19	Cs 137	1,47E-16
Ar 41	1,87E-20	Kr 85m	2,73E-21	Ru 103	1,77E-18	Xe 133	5,95E-22
Cr 51	8,70E-20	Kr 85	4,55E-23	Sb 124	8,70E-18	Xe 135m	3,68E-21
Mn 54	2,05E-17	Kr 87	1,15E-20	I 131	1,19E-18	Xe 135	4,44E-21
Co 57	3,15E-18	Kr 88	3,24E-20	Te 132	1,75E-19	Xe 138	8,70E-21
Co 58	5,60E-18	Nb 95	2,22E-18	I 133	2,04E-19		

Tab.12: Převodní koeficienty pro výpočet 50-ti letého úvazku efektivní dávky (kapalné výpusti), (převzato z Rozhodnutí Státního úřadu pro jadernou bezpečnost čj. 8096/2005 ze dne 5. dubna 2005 o povolení k uvádění radionuklidů do životního prostředí)

Poř.č.	nuklid	h50(Sv/Bq)	Poř.č.	nuklid	h50(Sv/Bq)
1	H 3	4,0E-20	18	Mo 99	6,5E-19
2	Na 24	9,5E-19	19	Ru 103	6,9E-18
3	Cr 51	4,9E-19	20	Ru 106	2,0E-17
4	Mn 54	6,9E-17	21	Ag 110m	4,2E-17
5	Fe 59	1,7E-18	22	Sn 113	1,6E-19
6	Co 57	1,1E-17	23	Sb 124	4,3E-19

Rozbor radionuklidického složení výpustí ETE

Poř.č.	nuklid	h50(Sv/Bq)	Poř.č.	nuklid	h50(Sv/Bq)
7	Co 58	2,0E-17	24	Cs 134	2,7E-16
8	Co 60	1,2E-15	25	Cs 137	4,5E-16
9	Zn 65	4,7E-17	26	La 140	3,0E-19
10	Sr 89	1,1E-17	27	Ce 141	1,4E-18
11	Sr 90	1,7E-16	28	Ce 143	4,9E-19
12	Sr 92	7,1E-22	29	Eu 154	9,5E-16
13	Zr 95	1,3E-17	30	Hf 175	5,2E-20
14	Zr 97	5,3E-19	31	Pu 238	2,4E-18
15	I 131	1,0E-16	32	Pu 239	2,4E-18
16	I 133	4,8E-18	32	Pu 240	2,0E-17
17	Nb 95	9,3E-19	33	Am 241	2,1E-18
18	Nb97	4,6E-20	34	Am243	3,0E-20

3. CÍL PRÁCE A PŘEDPOKLÁDANÉ HYPOTÉZY

Cílem práce je určení možného navýšení radioaktivních výpustí s ohledem na plánování výstavby dalších jaderně energetických bloků. Popsáno bude současně zastoupení radionuklidů v plynných a kapalných výpustech a z nich vyplývající dopad na kritickou skupinu obyvatelstva. Dále bude diskutováno možnost změny radionuklidického složení. V hypotézách bude diskutováno, že možné navýšení výpustí nevyžaduje změnu autorizovaných limitů a zastoupení RN v plynných a kapalných výpustech mají minimální dopad na kritickou skupinu obyvatelstva.

Bude uveden přehled výpustí v jednotlivých letech provozu jaderné elektrárny Temelín.

V jednoduchosti jsem naznačil za jakých podmínek byl stanoven kritický jedinec z obyvatelstva. Výběr kritické skupiny obyvatel pro radioaktivní výpusti Jaderné elektrárny Temelín do ovzduší je zpracováno podle výše expozice, přitom se vychází z dělení okolí elektrárny do 16 sektorů (každý je vymezen kruhovou výsečí o úhlu $22^{\circ}30'$, osa sektoru č. 1 směřuje k severu, sektory jsou číslovány ve směru hodinových ručiček) dále dělených na zóny podle vzdálenosti od elektrárny. Pro stanovenou kritickou skupinu obyvatel je potom posouzena očekávaná průměrná efektivní dávka obdržená za jeden kalendářní rok.

V případě výpustí do ovzduší je uvažováno, že celková zátěž bude dána součtem dávkových ekvivalentů zevního ozáření a úvazků efektivních dávkových ekvivalentů vnitřní kontaminace osob žijících v okolí JE Temelín. Příspěvky k zevnímu ozáření pocházejí z procházejícího mraku kontaminovaných vzdušných mas a z depozitu radionuklidů na zemském povrchu. K vnitřní kontaminaci přispívají inhalace kontaminovaného vzduchu, pití kontaminované vody a požívání kontaminovaných potravin.

Určení kritické skupiny obyvatel a zhodnocení očekávaného ozáření této kritické skupiny jsem vycházel z provedení na základě výpočtů provedených programem RDETE, který vypracoval Výzkumný ústav jadrových elektrárn a. s., Trnava pro hodnocení vlivu výpustí Jaderné elektrárny Temelín na obyvatelstvo v okolí.

Po zvážení všech přenosových cest uvolňovaných výpustí ke kritickému jedinci z obyvatelstva a možných nejkritičtějších meteorologických podmínek ohledně expozice jsem vyhodnotil, výběr kritického jedince v sektorech č.16 až č.7 viz. příloha obr. č. , který bude danými výpustmi nejvíce zasažen. Při výběru kritické skupiny obyvatel byl zahrnut vliv jednotlivých radionuklidů na expozici pomocí konverzních faktorů h_{inh} a h_{ing} v závislosti na vzdálenosti osídlení od elektrárny, faktor je odezva průměrné efektivní dávky na výpust daného radionuklidu o aktivitě 1Bq.

Jako základní hypotéza budou využity vztahy (2.1) a (2.2) pro výpočet úvazku efektivní dávky $E(50)$ z velikosti příjmu podle [2]. A to vztah pro přijetí radionuklidů vdechnutím (inhalací):

$$E(50) = \sum_i h_{i,inh} I_{i,inh} \quad (2.1)$$

kde $h_{i,inh}$ je inhalační faktor i-tého radionuklidu, vyjadřující velikost úvazku efektivní dávky při inhalaci 1 Bq i-tého radionuklidu a $I_{i,inh}$ je příjem i-tého radionuklidu inhalací. A jednak vztah pro příjem radionuklidu požitím (ingescí):

$$E(50) = \sum_i h_{i,ing} I_{i,ing} \quad (2.2)$$

kde $h_{i,ing}$ je ingesční faktor i-tého radionuklidu, vyjadřující velikost úvazku efektivní dávky při ingesci 1 Bq i-tého radionuklidu a $I_{i,ing}$ je příjem i-tého radionuklidu ingescí. Při výskytu plyných radionuklidů v ovzduší je vypočítán příkon efektivní dávky $\dot{E}$ a je dán vztahem (2.3).

$$\dot{E} = \sum_i \varsigma_i A_{v,i} \quad (2.3)$$

kde ζ_i je konverzní faktor i -tého radionuklidu vzácného plynu pro přepočet objemových aktivit radioaktivních vzácných plynů na příkon efektivní dávky pro jedince z obyvatelstva a $A_{v,i}$ je objemová aktivita i -tého radionuklidu vzácného plynu.

4. POPIS METODIKY- Analýza dopadu uvolňovaných výpustí na jedince z obyvatelstva

Pro výpočet úvazku efektivních dávek je v praxi využit výpočetní program, jehož algoritmus není zveřejněn. Proto je nutno využít jeho vypočtených výsledků v jednotlivých letech. Předpokládáme, že mezi množstvím vypouštěné radioaktivní látky a velikostí příjmu radionuklidu (resp. skupiny radionuklidů) u jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva. Konstantu úměrnosti označíme k . Předpokládejme, že pro sledované i -té radionuklidy budou konstanty rozdílné a označíme je k_i . V případě radioaktivních vzácných plynů bude konstanta obdobná, ale protože jsou tyto radionuklidy hodnoceny koncentrací ve vzduchu a nikoliv pomocí ingesčních či inhalačních faktorů, budeme v jejich případě používat konstantu ω .

Vytvořené vztahy budou využity ke stanovení úvazků efektivních dávek v závislosti na modelových případech výpustí, jimiž budou simulovány možné situace chování projektovaných bloků.

Při provádění analýzy bude postupováno následujícím způsobem:

- 1) bude vypočten průměr celkových ročních výpustí nejvýznamnějších radionuklidů (skupin radionuklidů) a stanovena maximální kladná odchylka
- 2) bude stanoven vliv prostředí při šíření radionuklidů
- 3) bude vypočten předpokládaný úvazek efektivní dávky
- 4) vypočtený předpokládaný úvazek efektivní dávky bude srovnán se současným autorizovaným limitem, dvojnásobným limitem a směrnou hodnotou efektivní dávky způsobenou výpustmi pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva

4.1 Analýza plynných a kapalných výpustí

4.1.1 Plynné výpusti

Při provádění analýzy bude postupováno v následujících krocích:

Provedu srovnání výpustí v jednotlivých letech s cílem nalezení průměrné hodnoty a maximální kladné odchylky.

Tab.13: přehled výpustí [GBq]

radionuklidy	Přehled aktivity výpustí v jednotlivých letech				Stanovený průměr	Maximální kladná odchylka
	2003	2004	2005	2006		
RVP	34300	6464,6	5696,7	7517,37	13495	7517,37
C 14	334,6	409,4	411,94	560,93	429,2	411,94
H 3	325,6	1299,26	2134,02	1615,80	1343,67	1299,26
AEROSOLY	0,375	0,028	0,0116	0,0070	0,1054	0,375
JÓD	0,0038	0,123	0,066	0,173	0,0914	0,123

Ze známého podílu jednotlivých vypouštěných radionuklidů respektive skupin radionuklidů bude stanoven jejich podíl u průměrné hodnoty výsledkem bude tabulka č.14.

Tab. 14: Tabulka průměrných hodnot aktivit výpustí a podílu jednotlivých radionuklidů resp. skupin radionuklidů na úvazku efektivní dávky

radionuklidy	Průměr [GBq] V_i	Průměr procentuelního podílu na E(50) S_i
RVP	13495	0,0265
C 14	429,2	0,9643
H 3	1343,67	0,0076
AE	0,1054	0,0014
JÓD	0,0914	0,0002

Z vypouštěného radionuklidu nebo skupiny radionuklidů jedince z kritické skupiny obyvatelstva dostaneme formou příjmu $I_{i,inh}$ pouze část vypuštěného množství. Toto množství je závislé jednak na celkovém vypuštěném množství V_i a na vlivech prostředí, které vyjádříme pomocí faktoru k_i podle vzorce (4.1). Pro nalezení faktoru k_i vlivu prostředí na šíření radionuklidu se bude vycházet ze vztahu (2.1). Hodnoty $I_{i,inh}$ (tedy příjmu) nejsou známy, ale známe hodnoty výpustí, dle následujícího vztahu:

$$I_{i,inh} = k_{i,inh} V_i \quad (4.1)$$

kde V_i je daná výpust z Jaderné elektrárny Temelín a $k_{i,inh}$ je faktor vlivu prostředí i-tého radionuklidu či skupin radionuklidů (dle tabulky 14) na šíření radionuklidů z plyných výpustí. Úvazek efektivní dávky pro i-tý radionuklid (či skupinu radionuklidů) $E(50)_i$ vyjádříme pomocí vypočteného celkového úvazku efektivní dávky $E(50)$ a podílu daného radionuklidu (či skupiny radionuklidů) S_i následující vztah:

$$E(50)_i = S_i E(50) \quad (4.2)$$

Dosadíme-li vztahy (4.1) a (4.2) do vztahu (2.1), pak pro i-tý radionuklid či skupinu radionuklidů získáme vztah (4.3),

$$E(50) S_i = h_{i,inh} k_{i,inh} V_i \quad (4.3)$$

v tomto vztahu jsou známy všechny hodnoty, kromě faktoru k_i . Proto bude následně tento faktor pro jednotlivé i -té radionuklidy (resp. skupiny radionuklidů) vypočítán. Pro tento výpočet bude využit vztah (4.4), který vznikne jednoduchou úpravou ze vztahu (4.3),

$$k_{i,inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,inh} V_i} \quad (4.4)$$

V tabulce č.9 jsou uvedeny vypočtené hodnoty $k_{i,inh}$ pro jednotlivé i -té radionuklidy (resp. skupiny radionuklidů).

Při výpočtu vlivu radionuklidů radioaktivních vzácných plynů bude vhodné vyjít ze vztahu (2.3). Za hodnotu konverzního faktoru ζ_i bude dosazen průměr vybraných radionuklidů ψ . Příkon efektivní dávky ve vztahu (2.3) je stanoven jako přírůstek efektivní dávky za jeden den. Pak příslušná efektivní dávka za kalendářní rok způsobená kontaminací vzdušninou radioaktivními vzácnými plyny. Předpokládejme, že existuje lineární vztah mezi objemovou aktivitou radioaktivních vzácných plynů vzdušninou $A_{v,R}$ a množstvím vypuštěných radionuklidů radioaktivních vzácných plynů P . Pak platí vztah (3.5)

$$A_{v,R} = \omega P \quad (4.5)$$

kde ω je faktor prostředí vytvářející relaci mezi objemovou aktivitou a roční výpustí skupiny radioaktivních vzácných plynů. Pak na základě vztahů (2.3) a (4.5) a skutečnosti, že příkon efektivní dávky ve vztahu (2.3) vyjadřuje přírůstek efektivní dávky za 1 den platí, že

$$\omega = \frac{E(50)_R}{365 \psi P} \quad (4.6)$$

kde $E(50)_R$ je efektivní dávka způsobená radioaktivními vzácnými plyny a P je celková objemová aktivita vypuštěných radioaktivních vzácných plynů za kalendářní rok. Pak pro další výpočet bude využit vztah

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q \quad (4.7)$$

kde Q bude průměrná, nebo maximální hodnota ročních výpustí radioaktivních vzácných plynů.

Tab.15: Konverzní faktory $k_{i,inh}$ a ω pro i -té radionuklidy a skupiny radionuklidů

radionuklidy	$k_{i,inh}$	ω
RVP	-	$1,570 \cdot 10^{-15}$
C 14	$4,183 \cdot 10^{-9}$	-
H 3	$3,393 \cdot 10^{-10}$	-
AEROSOLY	$1,10 \cdot 10^{-9}$	-
JÓD	$1,074 \cdot 10^{-10}$	-

Výpočet očekávaného navýšení úvazku efektivní dávky

Výpočet pro radionuklidy RVP

Při výpočtu radioaktivních vzácných plynů (RVP) byly zohledněny nejvýznamnější radionuklidy tzn. Ar 41, Xe 133, Xe 135, Kr 88. Od těchto radionuklidů byl přepočítán průměr konverzního faktoru.

$$\omega = \frac{E(50)_R}{365 \psi P} = \frac{0,0265 \cdot 1,08 \cdot 10^{-6}}{365 \cdot 3,7 \cdot 10^{-9} \cdot 13495 \cdot 10^9} = 1,570 \cdot 10^{-15}$$

Výpočet pro radionuklidy C 14

$$k_{i,inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,inh} V_i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,9643}{5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 429,2 \cdot 10^9} = 4,183 \cdot 10^{-9}$$

Výpočet pro radionuklidy H 3

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} V_i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0076}{1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 1343,67 \cdot 10^9} = 3,393 \cdot 10^{-10}$$

Výpočet pro radionuklidy AE

Jako reprezentativní radionuklid vůči směsi produkovaných radionuklidů byl zvolen konverzní faktor pro Cs 137

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} V_i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0014}{1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,1054 \cdot 10^9} = 1,10 \cdot 10^{-9}$$

Výpočet pro radionuklidy jódu

Jako reprezentativní radionuklid skupiny radioaktivních jodů, byl stanoven I 131, a to s ohledem na jeho vysoký $h_{i.inh}$ a dlouhý poločas rozpadu.

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} V_i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0002}{2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,0914 \cdot 10^9} = 1,074 \cdot 10^{-10}$$

Stanovíme faktor $k_{i.inh}$ pro i-tý radionuklidy nebo skupinu radionuklidů, který zahrnuje tzn. stanovenou průměrnou výpusť (od roku 2003-2006) a maximální kladnou odchylku pro radionuklidy nebo skupinu radionuklidů, po úpravě vztahu (4.6) získáme vztah,

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} \cdot V_i} \quad (4.8)$$

Tab.16: Konverzní faktory $k_{i,inh}$ pro i -té radionuklidy, skupiny radionuklidů a zároveň zahrnující součet průměrné výpustí a maximální kladné odchylky

radionuklidy	$k_{i,inh}$	ω
RVP	-	$1,008 \cdot 10^{-15}$
C 14	$2,134 \cdot 10^{-9}$	-
H 3	$1,725 \cdot 10^{-11}$	-
AEROSOLY	$2,421 \cdot 10^{-11}$	-
JÓD	$4,58 \cdot 10^{-10}$	-

Výpočet pro radionuklidy RVP

Při výpočtu RVP byly zohledněny nejvýznamnější radionuklidy tzn. Ar 41, Xe 133, Xe 135, Kr 88. Od těchto radionuklidů byl přepočítán průměr konverzního faktoru.

$$\omega = \frac{E(50)_R}{365 \psi Q} = \frac{0,0265 \cdot 1,08 \cdot 10^{-6}}{365 \cdot 3,7 \cdot 10^{-9} \cdot 21012,37 \cdot 10^9} = 1,008 \cdot 10^{-15}$$

Výpočet pro radionuklidy C 14

$$k_{i,inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,inh} \cdot V_i i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,9643}{5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 841,4 \cdot 10^9} = 2,134 \cdot 10^{-9}$$

Výpočet pro radionuklidy H 3

$$k_{i,inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,inh} \cdot V_i i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0076}{1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 2642,93 \cdot 10^9} = 1,725 \cdot 10^{-11}$$

Výpočet pro radionuklidy AE

Jako reprezentativní radionuklid vůči směsi produkovaných radionuklidů byl zvolen konverzní faktor pro radionuklid Cs-137.

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} \cdot V_i i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0014}{1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,4804 \cdot 10^9} = 2,421 \cdot 10^{-11}$$

Výpočet pro radionuklidy I 131

$$k_{i.inh} = \frac{E(50) S_i}{h_{i.inh} \cdot V_i i} = \frac{1,08 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0002}{2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,2144 \cdot 10^9} = 4,58 \cdot 10^{-10}$$

4.1.2 Kapalně výpustě

Při provádění analýzy bude postupováno v následujících krocích:

Provedu srovnání výpustí v jednotlivých letech s cílem nalezení průměrné hodnoty a maximální kladné odchylky.

Tab.17: přehled výpustí [GBq]

radionuklidy	Přehled aktivity výpustí v jednotlivých letech				Stanovený průměr	Maximální kladná odchylka
	2003	2004	2005	2006		
H 3	25122	23040	29610	37310	28770,5	29610
AaŠP	0,30833	40553	0,45672	0,26280	10138,5	40553

Ze známého podílu jednotlivých vypouštěných radionuklidů respektive skupin radionuklidů bude stanoven jejich podíl u průměrné hodnoty výsledkem bude tabulka č.18.

Tab.18: Přehled průměrných hodnot vypouštěných aktivit a podílu na úvazku efektivní dávky

radionuklidy	Průměr [GBq]	Průměr procentuelního podílu na E(50)
H 3	28770,5	0,4974
AaŠP	10138,5	0,0214

Nalezení faktoru k vlivu prostředí na šíření radionuklidů

Z vypouštěného radionuklidu nebo skupiny radionuklidů jedince z kritické skupiny obyvatelstva dostaneme formou příjmu $I_{i,ing}$. Pouze část vypuštěného množství. Toto množství je závislé jednak na celkovém vypuštěném množství V_i a na vlivech prostředí, které vyjádříme pomocí faktoru k_i . Dle vyhlášky 307/2002 ^[1] platí vztah (2.1). Hodnoty $h_{i,ing}$ (tedy příjmu) není známa, ale známe hodnoty výpustí, dle následujícího vztahu platí

$$I_{i,ing} = k_{i,ing} \cdot V_i \quad (4.9)$$

kde V_i je daná výpust z Jaderné elektrárny Temelín a $k_{i,ing}$ je faktor vlivu prostředí na šíření i-tého radionuklidu či skupiny radionuklidů z kapalných výpustí. Úvazek efektivní dávky pro i-tý radionuklid nebo skupinu radionuklidů $E(50)_i$ vyjádříme pomocí vypočteného celkového úvazku efektivní dávky a podílu daného radionuklidu nebo skupiny radionuklidů S_i následující vztah, který je získán dosadíme-li vztahy (4.2) a (4.9) do vztahu (2.2), získáme vztah (4.10),

$$E(50) S_i = h_{i,ing} k_{i,ing} V_i \quad (4.10)$$

v tomto vztahu jsou známy všechny hodnoty, kromě faktoru k_i . Proto bude následně tento faktor pro jednotlivé i-té radionuklidy (resp. skupiny radionuklidů). Pro tento výpočet bude využit vztah (4.11), který vznikne jednoduchou úpravou ze vztahu (4.10),

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} V_i} \quad (4.11)$$

V tabulce č.19 jsou uvedeny vypočtené hodnoty $k_{i,ing}$ pro jednotlivé i-té radionuklidy (resp. skupiny radionuklidů).

Tab.19: Přehled korekčních faktorů pro kapalnou výpust

radionuklidy	$k_{i,ing}$
H 3	$1,498.10^{-9}$
AaŠP	$2,53.10^{-13}$

Výpočet pro radionuklidy H 3

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} V_i} = \frac{1,56.10^{-6} \cdot 0,4974}{1,8.10^{-11} \cdot 28770,5.10^9} = 1,498.10^{-9}$$

Výpočet pro radionuklidy AaŠP

Jako reprezentativní radionuklid vůči směsi produkovaných radionuklidů byl zvolen konverzní faktor pro Cs 137, který je jako reprezentativní radionuklid stanoven i v předprovozní zprávě JE ETE.

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} V_i} = \frac{1,56.10^{-6} \cdot 0,0214}{1,3.10^{-8} \cdot 10138,5.10^9} = 2,53.10^{-13}$$

Stanovíme pro i -tý radionuklid nebo skupinu radionuklidů, který zahrnuje V_i tzn. stanovenou průměrnou výpust' (od roku 2003-2006) a maximální kladnou odchylku pro radionuklidy nebo skupinu radionuklidů, po úpravě vztahu (4.11) získáme vztah,

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} \cdot V_i} \quad (4.12)$$

Tab.20: Konverzní faktory $k_{i,ing}$ pro i -té radionuklidy, skupiny radionuklidů a zároveň zahrnující součet průměrné výpust' a maximální kladné odchylky

radionuklidy	$k_{i,ing}$
H 3	$7,38.10^{-10}$
AaŠP	$5,06.10^{-13}$

Výpočet pro radionuklidy H 3

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} \cdot V_i} = \frac{1,56 \cdot 10^{-6} \cdot 0,4974}{1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 58380,5 \cdot 10^9} = 7,38 \cdot 10^{-10}$$

Výpočet pro radionuklidy AaŠP

Jako reprezentativní radionuklid vůči směsi produkovaných radionuklidů byl zvolen konverzní faktor pro Cs 137, který je jako reprezentativní radionuklid stanoven i v předprovozní zprávě Jaderné elektrárny Temelín.

$$k_{i,ing} = \frac{E(50) S_i}{h_{i,ing} \cdot V_i} = \frac{1,56 \cdot 10^{-6} \cdot 0,0214}{1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 50691,5 \cdot 10^9} = 5,06 \cdot 10^{-13}$$

4.2 Výpočet možných navýšení úvazků efektivní dávky

Provedme nyní testování výpočtu úvazku efektivní dávky s ohledem na modelové případy výpustí. Do situací bude zahrnuta i varianta nulového navýšení. Tato varianta není možná, neboť není možné, aby byl blok jaderné elektrárny provozován při nulových výpustech. Varianta však bude využita jako srovnávací. Testovány budou následující situace:

- 1) nulové navýšení stávajících průměrných výpustí
- 2) 50% ní navýšení stávajících průměrných výpustí
- 3) 100% ní navýšení stávajících průměrných výpustí
- 4) nulové navýšení maximálních výpustí (součet průměrné hodnoty a maximální kladné odchylky)
- 5) 100% ní navýšení maximálních výpustí

Pro plynné výpustě (kromě radioaktivních vzácných plynů) bude využit vztah (4.2). Pro plynné výpustě radioaktivních vzácných plynů bude využit vztah (4.6). Konečně pro vliv kapalných výpustí bude využito vztahu (4.11). Dosazované průměry a maximální kladné odchylky jsou uvedeny v tabulkách 10 a 14.

4.2.1.1 Plynné výpustě

Tab. 21: Vypočtené hodnoty úvazků efektivních dávek (horní index označuje číslo varianty popsané v předchozí kapitole)

radionuklidy	$E(50)^1$ [μSv]	$E(50)^2$ [μSv]	$E(50)^3$ [μSv]	$E(50)^4$ [μSv]	$E(50)^5$ [μSv]
RVP	0,0286	0,0429	0,0572	0,0445	0,089
C 14	1,04	1,56	2,08	2,04	4,08
H 3	0,0082	0,0123	0,0164	0,0161	0,0322
AEROSOLY	0,00150	0,00225	0,003	0,00211	0,00422
JÓD	0,000215	0,0003225	0,00043	0,000506	0,001012
Celkem	1,078	1,617	2,157	2,103	4,206

Nulové navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro RVP

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q = 365 \cdot 1,570 \cdot 10^{-15} \cdot 3,7 \cdot 10^{-9} \cdot 13495 \cdot 10^9 = 0,0000000286 = 0,0286 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro C 14

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 429,2 \cdot 10^9 \cdot 4,183 \cdot 10^{-9} = 0,00000104 = 1,04 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 1343,67 \cdot 10^9 \cdot 3,393 \cdot 10^{-10} = 0,0000000082 = 0,0082 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AE

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,1054 \cdot 10^9 \cdot 1,10 \cdot 10^{-9} = 0,00000000150 = 0,00150 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro I 131

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,0914 \cdot 10^9 \cdot 1,074 \cdot 10^{-10} = 0,000000000215 = 0,000215 \mu\text{Sv}$$

50%ní navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro RVP

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q = 365.1,570.10^{-15}.3,7.10^{-9}.13495.10^9 = 0,0000000286 = \\ = 0,0286.1,5 = 0,0429 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro U 14

$$E(50)_i = h_{inh}.V_i.k_i = 5,80.10^{-10}.429,2.10^9.4,183.10^{-9} = 0,00000104 = \\ 1,04.1,5 = 1,56 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{inh}.V_i.k_i = 1,80.10^{-11}.1343,67.10^9.3,393.10^{-10} = 0,0000000082 = \\ 0,0082.1,5 = 0,0123 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AE

$$E(50)_i = h_{inh}.V_i.k_i = 1,3.10^{-8}.0,1054.10^9.1,10.10^{-9} = 0,00000000150 = \\ 0,00150.1,5 = 0,00225 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro I 131

$$E(50)_i = h_{inh}.V_i.k_i = 2,2.10^{-8}.0,0914.10^9.1,074.10^{-10} = 0,000000000215 = \\ 0,000215.1,5 = 0,0003225 \mu\text{Sv}$$

100% ní navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro RVP

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q = 365.1,570.10^{-15}.3,7.10^{-9}.13495.10^9 = 0,0000000286 = \\ = 0,0286.2 = 0,0572 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro U 14

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 429,2 \cdot 10^9 \cdot 4,183 \cdot 10^{-9} = 0,00000104 = 1,04 \cdot 10^{-6} = 2,08 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 1343,67 \cdot 10^9 \cdot 3,393 \cdot 10^{-10} = 0,0000000082 = 0,0082 \cdot 10^{-6} = 0,0164 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AE

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,1054 \cdot 10^9 \cdot 1,10 \cdot 10^{-9} = 0,00000000150 = 0,00150 \cdot 10^{-6} = 0,003 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro I 131

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,0914 \cdot 10^9 \cdot 1,074 \cdot 10^{-10} = 0,000000000215 = 0,000215 \cdot 10^{-6} = 0,00043 \mu\text{Sv}$$

nulové navýšení maximálních výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro RVP

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q_i = 365 \cdot 1,570 \cdot 10^{-15} \cdot 3,7 \cdot 10^{-9} \cdot 21012,37 \cdot 10^9 = 0,0000000445 = 0,0445 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro C 14

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 841,14 \cdot 10^9 \cdot 4,183 \cdot 10^{-9} = 0,00000204 = 2,04 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 2642,93 \cdot 10^9 \cdot 3,393 \cdot 10^{-10} = 0,0000000161 = 0,0161 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AE

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,4804 \cdot 10^9 \cdot 1,10 \cdot 10^{-9} = 0,00000000211 = 0,00211 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro I 131

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,2144 \cdot 10^9 \cdot 1,074 \cdot 10^{-10} = 0,000000000506 = 0,000506 \mu\text{Sv}$$

100% ní navýšení maximálních výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro RVP

$$E(50)_R = 365 \omega \psi Q_i = 365 \cdot 1,570 \cdot 10^{-15} \cdot 3,7 \cdot 10^{-9} \cdot 21012,37 \cdot 10^9 = 0,0000000445 = 0,0445 \cdot 2 = 0,089 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro C 14

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 5,80 \cdot 10^{-10} \cdot 841,14 \cdot 10^9 \cdot 4,183 \cdot 10^{-9} = 0,00000204 = 2,04 \cdot 2 = 4,08 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,80 \cdot 10^{-11} \cdot 2642,93 \cdot 10^9 \cdot 3,393 \cdot 10^{-10} = 0,0000000161 = 0,0161 \cdot 2 = 0,0322 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AE

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,4804 \cdot 10^9 \cdot 1,10 \cdot 10^{-9} = 0,00000000211 = 0,00211 \cdot 2 = 0,00422 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro I 131

$$E(50)_i = h_{inh} \cdot V_i \cdot k_i = 2,2 \cdot 10^{-8} \cdot 0,2144 \cdot 10^9 \cdot 1,074 \cdot 10^{-10} = 0,000000000506$$
$$= 0,000506 \cdot 2 = 0,001012 \mu\text{Sv}$$

Proved'me srovnání se stanovenými úrovněmi:

1. autorizovaný limit plyných výpustí stanovený pro Jadernou elektrárnu Temelín v současné situaci provozu dvou bloků o výkonu 2x1000 MW_e je 40 μSv/rok.
2. předpokládaný autorizovaný limit při dostavbě dalších dvou bloků 2x1000 MW_e nebo 2x1600 MW_e je 80 μSv/rok.
3. směrná hodnota stanovená zákonem 18/1997 Sb. v platném znění je 200 μSv/rok.

Provedené srovnání hodnot uvedených v tabulce č.20 s výše uvedenými limity vede k jednoznačnému závěru:

Ve všech uvažovaných situacích bude předpokládaná hodnota úvazku efektivní dávky menší, než je současný autorizovaný limit. Současně jsou vypočtené hodnoty nižší než předpokládaný autorizovaný limit a současně menší než směrná hodnota pro plyné výpusti.

Kapalné výpusti

Tab. 22: Vypočtené hodnoty úvazků efektivních dávek (horní index označuje číslo varianty popsané v předchozí kapitole)

radionuklidy	$E(50)^1$ [μSv]	$E(50)^2$ [μSv]	$E(50)^3$ [μSv]	$E(50)^4$ [μSv]	$E(50)^5$ [μSv]
H 3	0,775	1,162	1,55	1,57	3,14
AaŠP	0,0333	0,049	0,066	0,166	0,332
Celkem	0,808	1,211	1,616	1,736	3,472

nulové navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 28770,5 \cdot 10^9 \cdot 1,498 \cdot 10^{-9} = 0,000000775 \\ = 0,775 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AaŠP

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 10138,5 \cdot 10^9 \cdot 2,53 \cdot 10^{-13} = 0,0000000333 \\ = 0,0333 \mu\text{Sv}$$

50% ní navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 28770,5 \cdot 10^9 \cdot 1,498 \cdot 10^{-9} = 0,000000775 \\ = 0,775 \cdot 1,5 = 1,162 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AaŠP

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 10138,5 \cdot 10^9 \cdot 2,53 \cdot 10^{-13} = 0,0000000333 \\ = 0,0333 \cdot 1,5 = 0,049 \mu\text{Sv}$$

100% ní navýšení stávajících průměrných výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 28770,5 \cdot 10^9 \cdot 1,498 \cdot 10^{-9} = 0,000000775 \\ = 0,775 \cdot 2 = 1,55 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AaŠP

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 10138,5 \cdot 10^9 \cdot 2,53 \cdot 10^{-13} = 0,0000000333 \\ = 0,0333 \cdot 2 = 0,066 \mu\text{Sv}$$

nulové navýšení maximálních výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 58380,5 \cdot 10^9 \cdot 1,498 \cdot 10^{-9} = 0,00000157 \\ = 1,57 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AaŠP

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 50691,5 \cdot 10^9 \cdot 2,53 \cdot 10^{-13} = 0,000000166 = \\ = 0,166 \mu\text{Sv}$$

100% ní navýšení maximálních výpustí

Výpočet úvazku efektivní dávky pro H 3

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,8 \cdot 10^{-11} \cdot 58380,5 \cdot 10^9 \cdot 1,498 \cdot 10^{-9} = 0,00000157 \\ = 1,57 \cdot 2 = 3,14 \mu\text{Sv}$$

Výpočet úvazku efektivní dávky pro AaŠP

$$E(50)_i = h_{ing} \cdot V_i \cdot k_i = 1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 50691,5 \cdot 10^9 \cdot 2,53 \cdot 10^{-13} = 0,000000166 = \\ = 0,166 \cdot 2 = 0,322 \mu\text{Sv}$$

Proved'me srovnání se stanovenými úrovněmi:

1. autorizovaný limit kapalných výpustí stanovený pro Jadernou elektrárnu Temelín v současné situaci provozu dvou bloků o výkonu $2 \times 1000 \text{ MW}_e$ je $3 \mu\text{Sv/rok}$.
2. předpokládaný autorizovaný limit při dostavbě dalších dvou bloků $2 \times 1000 \text{ MW}_e$ nebo $2 \times 1600 \text{ MW}_e$ je $6 \mu\text{Sv/rok}$.
3. směrná hodnota stanovená zákonem 18/1997 Sb. v platném znění je $50 \mu\text{Sv/rok}$.

Provedené srovnání hodnot uvedených v tabulce č.23 s výše uvedenými limity vede k závěru:

Při uvažovaných variantách 1,2 a 4 nedojde k překročení stávajících autorizovaných limitů určených pro provoz 2 bloků. Žádná varianta nepovede k překročení předpokládaného autorizovaného limitu. Za předpokládaný autorizovaný limit je považován dvojnásobek současného autorizovaného limitu. Všechny vypočtené hodnoty jsou

4.3 Optimalizace předpokládaných výpustí

Optimalizace radiační ochrany je dosažení takového stupně radiační ochrany, kdy riziko ohrožení života, zdraví a životního prostředí bude tak nízké jak lze rozumně dosáhnout při uvážení hospodářských a společenských hledisek.

Společenské hledisko optimalizace radiační ochrany

Toto hledisko je vyjádřeno především srovnáním se současným stavem dosažení úrovně radiační ochrany. Lze ho vyjádřit požadavkem, že úroveň radiační ochrany nesmí být horší než u stávajících provozovaných bloků. Proto úroveň výpustí nesmí být vyšší než u stávajících provozovaných bloků. Proto není ve zvažovaných variantách stanovena možnost navýšení výpustí nad dvojnásobek současných.

Hospodářské hledisko optimalizace radiační ochrany

Přijmeme konzervativní odhad, že hodnota úvazku efektivní dávky, kterou obdrží jedinec z kritické skupiny obyvatelstva je stejná jako u kteréhokoliv jedince z ohrožené skupiny obyvatelstva. Tuto skupiny definujeme jako všechny obyvatele žijící v okruhu 50 km od jaderné elektrárny [20]. Na základě demografických údajů se jedná o 780 000 obyvatel.

Pro následný výpočet bude využita nákladově přínosová analýza [12]. Použijeme vztah, který je navržen legislativou České republiky. Opatření v radiační ochraně nemusí být provedeno, pokud náklady na toto opatření jsou vyšší než finanční ekvivalent ušetřených dávek [2]. Nechť finanční ekvivalent ušetřených dávek označme F , pak platí, že

$$F = d \Delta E \quad (3.10)$$

kde d je finanční ohodnocení 1 Sv efektivních dávek stanovený vyhláškou 307/2002 Sb. v platném znění a ΔE je hodnota ušetřených efektivních dávek. V 90. letech začali někteří provozovatelé jaderných elektráren tento vztah upravovat tak, že navyšovali finanční ohodnocení ušetřených dávek a násobili jej faktorem g , který je větší než 1 [12]. Jeho hodnota závisela na daném provozovateli. Stejná cesta byla volena i v případě Jaderné elektrárny Temelín, kde byl zvolen faktor $g = 3$ [20]. Proto je pro Temelín výraz (3.10) modifikován na tvar ve (3.11).

$$F = 3 d \Delta E \quad (3.11)$$

ΔE je v tomto případě evidentně myšlena celková efektivní dávka, tedy jinými slovy kolektivní efektivní dávka. O ni předpokládáme, že je způsobena úvazkem efektivních dávek výpustí $E(50)$, kterou vztáhneme na všechny osoby z ohrožené skupiny obyvatelstva N . Pak platí, že

$$\Delta E = N E(50) \quad (3.12)$$

Ze vztahů (3.11) a (3.12) vyplývá, že

$$F = 3 d N E(50) \quad (3.13)$$

Po dosazení za N (780 000), za d bude dosazena hodnota stanovená vyhláškou 307/2002 Sb. v platném znění, tedy 5 000 000 K $\check{c}$.Sv $^{-1}$ a můžeme dosadit též předpokládané hodnoty $E(50)$, které získáme součtem předpokládaných hodnot úvazků efektivních dávek uvedených v tabulkách č.21 a č.22. Hodnoty F_i pak nalezneme v tabulce č.23.

Tab. 23: Přehled předpokládaných ú

i-tá varianta	1	2	3	4	5
E (50) plynné výpustě [μSv]	1,078	1,617	2,157	2,103	4,206
E (50) kapalně výpustě [μSv]	0,808	1,211	1,616	1,736	3,472
E (50) celkově [μSv]	1,886	2,828	3,773	3,839	7,678
F_i [mil. K$\check{c}$]	29,25	43,875	58,5	52,65	105,3

Lze tedy konstatovat, že dodatečná nadprojektová opatření pro omezení výpustí, lze pro jednotlivé varianty aplikovat takto:

Rozbor radionuklidického složení výpustí ETE

Při zohlednění průměrných výpustí:

- 6) nulové navýšení stávajících průměrných výpustí - do 29,25 mil. Kč
- 7) 50% ní navýšení stávajících průměrných výpustí - do 43,875 mil. Kč
- 8) 100% ní navýšení stávajících průměrných výpustí - do 58,5 mil. Kč

Při zohlednění maximálních výpustí (konzervativní přístup)

- 9) nulové navýšení maximálních výpustí (součet průměrné hodnoty a maximální kladné odchylky) - do 56,25 mil. Kč
- 10) 100% ní navýšení maximálních výpustí - do 105,3 mil. Kč

5. DISKUSE

Proveďme nyní rozbor dosažených výsledků. Při následné diskusi se objeví pohledy, které nevychází přímo z publikovaných titulů a ve velké míře odráží zkušenosti z praxe. Použití průměrné hodnoty výpustí vytváří reprezentativní hodnotu charakterizující dopad na jedince z kritické skupiny obyvatelstva.

Předpokladem je, že zatímco průměr aktivit výpustí (plynných i kapalných) je blíže reálnému provozu, lze konstatovat, že použití maximálních hodnot výpustí je konzervativním odhadem. Navržené varianty představují jednak testování možnosti vlivu výstavby a především provozu nových bloků na okolní obyvatelstvo. Jednak jsou možným podkladem pro vypsání soutěže pro výběr dodavatele. Je tedy možno konstatovat, že práce uvádí možnosti vlivu na okolí, které následně zvažujeme, zda jsou únosné a společensky přijatelné. Pokud pro určitou hodnotu padne odpověď ANO, pak příslušná velikost výpustí bude požadavkem při zadávání zakázky a kritériem pro výběr dodavatele.

Nejprve musí být položen dotaz, zda-li je možné, aby velikost výpustí nových bloků byla vyšší, než u stávajících dvou bloků Jaderné elektrárny Temelín. Je nutno vzít v úvahu požadavek zákona 18/1997 Sb. v platném znění, který požaduje rozumně dosažitelnou úroveň radiační ochrany [1]. V kapitole 3.X bylo konstatováno, že stávající bloky tuto rozumně dosažitelnou úroveň představují, a tudíž není možné, aby hodnota výpustí plánovaných bloků byla vyšší.

Nelze opomenout hledisko ekonomické. Předpokládejme, že dodavatel jaderné elektrárny (dvou bloků) zajišťuje výpusti ve výši dosavadních výpustí z bloku 1 a 2. Vyslovme druhý hypotetický předpoklad, že by mohl existovat dodavatel, který by zajistil nulové výpusti. Jedná se sice o čistě fiktivní model, ale pro naše následné úvahy vyhovuje. Prvního dodavatele označme jako D(100) a druhého jako D(0). Pak lze vyslovit následující požadavky:

Při přijetí průměrného modelu: Dodavatel D(0) musí být upřednostněn před dodavatelem D(100), pokud cena za celkovou dodávku (a pokud ostatní parametry radiační ochrany, havarijní připravenosti a jaderné bezpečnosti jsou stejné) bude vyšší o částku menší, než 29,25 mil. Kč krát předpokládaný počet let provozu obou bloků.

Při přijetí konzervativního modelu: Dodavatel D(0) musí být upřednostněn před dodavatelem D(100), pokud cena za celkovou dodávku (a pokud ostatní parametry radiační ochrany, havarijní připravenosti a jaderné bezpečnosti jsou stejné) bude vyšší o částku menší, než 52,65 mil. Kč krát předpokládaný počet let provozu obou bloků. Uvedené částky zřejmě nepředstavují významnou hodnotu při očekávaných celkových výdajích na výstavbu obou bloků, ale pokud bude provedena celková optimalizace požadavku, pak i toto hledisko tvoří nedílnou součást souboru požadavků vyplývajících ze zákona 18/1997 Sb. v platném znění.

Nyní obrátím hledisko směrem opačným, tedy vůči požadavkům dozorného orgánu v oblasti radiační ochrany. Jak již bylo zmíněno v kapitole 2, jedná se o Státní úřad pro jadernou bezpečnost. Ten stanovuje autorizované limity pro provoz jak pracovišť se zdroji ionizujícího záření, tak pochopitelně i pracovišť s jaderně energetickým zařízením. Opět je možno vycházet ze stávajících hodnot. Jak už dokumentuje tabulka 9, odpovídají autorizované limity (AL) nejen hodnotám předpokládaným, ale mohou být změněny též na základě skutečně dosahovaných hodnot, a to až do výše směrných hodnot uvedených v téže tabulce. Výpočty provedené v kapitole 3 vedou k následujícím závěrům.

V případě plyných výpustí není nutno navyšovat současný autorizovaný limit. V případě kapalných výpustí se při hodnocených průměrech a předpokládaném navýšení výpustí o 50% blíží očekávaná hodnota úvazku efektivní dávky autorizovanému limitu. Stejná situace nastává při konzervativním přístupu a nulovém

navýšení výpustí. Při 100% ním navýšení v případě průměrů i při konzervativním přístupu dochází k překročení současných autorizovaných limitů.

Pro plynné výpusti je dolní hranicí autorizovaného limitu současná hodnota a horní hranicí dvojnásobek této hodnoty. Dvojnásobek vychází opět z premisy uvedené na začátku, tedy úroveň radiační ochrany (a tam bezesporu patří úvazek efektivní dávky jedince z kritické skupiny obyvatelstva) musí dosáhnout rozumně dosažitelné úrovně. Není vhodné doporučovat stávající úroveň, neboť by to vypadalo, že stávající úroveň byla ze strany dozorného orgánu nadhodnocena. Zároveň není nutné požadovat dvojnásobek, proto je poloviční hodnota mezi uvedenými hranicemi rozumným kompromisem. Je tedy navrhováno navýšení na **60 μSv za kalendářní rok**.

Pro kapalné výpusti je opět spodní úrovní stávající hodnota a horní hranicí hodnota dvojnásobná, a to ze stejných důvodů jako v případě plyných výpustí. V tomto případě je vhodné doporučit navýšení až na dvojnásobek, neboť výpočty se této hodnotě blíží. Úvazek efektivních dávek kapalných výpustí je způsobeno především výpustmi tritia a jeho množství odpovídá výkonu reaktorů a jen nepatrně jejich konkrétní konstrukci (myšleno u vodo-vodních reaktorů). Druhý důvod vychází ze skutečnosti, že sice dodavatel může deklarovat výpusti tritia nižší, avšak skutečnost může být od tohoto parametru odlišná. Proto je vhodná rezerva. Lze očekávat, že tento požadavek bude ze strany Státního úřadu pro jadernou bezpečnost splněn, neboť požadovaná hodnota **6 μSv za kalendářní rok** představuje pouhých 12% směrné hodnoty.

Je nutné provést hodnocení navržených projektů s ohledem na očekávanou velikost výpustí. Pokud první návrhy budou představovat hodnoty vyšší, než zde navržené, bude potřeba provést požadavky na taková doplňková opatření, která jejich velikost zredukují.

6. ZÁVĚR

V práci je v úvodu popsán systém radiační ochrany jaderné elektrárny. Na příkladu Jaderné elektrárny Temelín je popsán přístup k řešení této problematiky. Následně je věnována detailní pozornost plyným i kapalným výpustem, jejich historie a požadavkům na ně kladené.

Následně je zvažován dopad případné výstavby dalších dvou energetických bloků v lokalitě Temelín. Pozornost je věnována případnému navýšení úvazku efektivní dávky jedince z kritické skupiny obyvatelstva. K řešení je přistoupeno dvěma cestami. Jednak jsou zvažovány varianty při navýšení průměrných hodnot výpustí a jednak jsou zvažovány dopady při navýšení maximálních ročních výpustí. Výsledky jsou jednak srovnány s autorizovanými limity a jednak se směrnými hodnotami. Na získané výsledky je aplikován proces optimalizace radiační ochrany (ALARA). Závěry vyplývají ze zde uvedené diskuse. Práce je doplněna technickým řešením radiační kontroly v Jaderné elektrárně Temelín s důrazem především na monitorování výpustí.

Z této práce vyplývá několik závěrů. Z hlediska optimalizace výpustí je nutno do projektové dokumentace stanovit podmínku, že provoz nových bloků nemůže způsobit vyšší výpusti, než je hodnota současných.

Z hlediska požadavků na výši autorizovaných limitů lze navrhnout následující řešení: Navrženo navýšení autorizovaného limitu pro plyné výpusti o polovinu současné hodnoty na 60 μSv za kalendářní rok jako příjem pro jedince z kritické skupiny obyvatelstva. Současně je navrženo navýšení autorizovaných limitů pro kapalnou výpusti na dvojnásobek současné hodnoty, tedy na 6 μSv . Tyto hodnoty jsou relevantní, neboť požadavek pro plyné výpusti je 0,3 směrné hodnoty stanovené legislativou a pro kapalnou výpusti se jedná o 0,12 směrné hodnoty.

Z hlediska ekonomického posouzení projektu je rozdíl mezi nulovými výpustmi a výpustmi na úrovni stávajících hodnot oceněn částkou 29,25 mil. Kč (resp. 52,65 mil. Kč při přijetí konzervativního modelu) krát počet let předpokládaného provozu obou nových plánovaných bloků. Také je možno uvedené částky (spíše jejich odpovídající části) vyhradit pro úpravu projektu k dosažení případného snížení výpustí.

Jak už jsem naznačil v úvodu, snažil jsem se přispět k relevantnímu náhledu na Jadernou elektrárnu Temelín a poukázat, že její vliv na životní prostředí a okolní obyvatelstvo je minimální a hluboko pod stanovenými limity.

Dále, že zajištění energetické nezávislosti ČR, vyžaduje v brzké budoucnosti výstavbu dalších jaderně energetických bloků, dle mého předpokladu výstavba a uvedení do provozu nebude mít opět vliv na životní prostředí a okolní obyvatelstvo.

7. SEZNAM POUŽITÉ LITERATURY

- [1] Atomový zákon č. 18/1997 Sb. o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření, v platném znění
- [2] Vyhláška Státního úřadu pro jadernou bezpečnost č. 307/2002 Sb. o radiační ochraně v platném znění
- [3] 203rev00, Metodika – Program monitorování okolí ETE, interní dokument ČEZ-ETE, 2005,
- [4] 455rev02, Metodika – Program monitorování výпустí z ETE, interní dokument ČEZ-ETE, 2005,
- [5] 0601, Rozhodnutí představenstva - Politika bezpečnosti a ochrany životního prostředí ČEZ, a. s., a Politika jakosti ČEZ, a. s., dokument ČEZ,a.s., s.3
- [6] 1 TL 001, Základní provozní předpis - Limity a podmínky, interní dokument ČEZ- ETE, 2004
- [7] 440rev03, Metodika – Nakládání s odpadními vodami z KP ETE, interní dokument ČEZ-ETE, 2005
- [8] 042rev01, Pracovní postup zkoušky – Stanovení celkové objemové aktivity tritia, interní dokument ČEZ-ETE, 2005
- [9] 203rev00, Metodika – Program monitorování okolí ETE, interní dokument ČEZ-ETE, 2005,
- [10] 508rev00, Pracovní postup skupiny laboratoře ETE – Odběr aktivního vzorku, interní dokument ČEZ-ETE, 2005
- [11] 0TS 601, Provozní předpis pro systém RRMS, interní dokument ČEZ-ETE
- [12] KOLÁČEK P. Radiační bezpečnost a radiační kontrola pro VVER 1000, učební text, ŠVS - ČEZ, a.s. Brno 2002
- [13] KOLÁČEK P. Optimalizace radiační ochrany v jaderné elektrárně, doktorská disertační práce, Brno 2001
- [14] CENCINGER F. VVER 1000, Základní zařízení primárního okruhu, učební text, ŠVS – ČEZ, a.s. Brno 2002

- [15] Dohoda mezi ČEZ, a.s. – ÚJE a SÚJB o rozsahu a způsobu předávání informací o vybraných událostech, týkajících se bezpečnosti provozu JE ze dne 1.5.2003
- [16] HANSLÍK E., MANSFELD A., Tritium v odpadech jaderného palivového cyklu a možnosti jeho odstraňování, VÚV, 1983.
- [17] Kolektiv autorů, Editor Klener L., Principy a praxe radiační ochrany, vydal Azin CZ Praha pro SÚJB, 2000, 619 ss. ISBN 80-238-3703-6
- [18] Šeda J. a kol.: Dozimetrie ionizujícího záření. SNTL Praha 1983.
- [19] Kolektiv autorů, Manuál výpočetního programu RDETE, k určení radiologických následků normálního provozu JEZ ETE, DELTAX Systems, a.s., 2000
- [20] Kolektiv autorů, Primární část JE VVER 1000, díl III. Pomocné systémy primárního okruhu, učební text, ŠVS –ČEZ, a.s. Brno, 1999
- [21] Kolektiv autorů ÚJV–Řež a.s., Předprovozní bezpečnostní zpráva 1. a 2. bloku JE Temelín revize 0, verze 06, Řež
- [22] MATĚJKA J., PILBAUER B., Primární část JE VVER 1000 – Budova aktivních pomocných provozů, učební text, ŠVS –ČEZ, Brno 1995
- [23] Rozhodnutí RŽP OÚ v Českých Budějovicích č.j. 6804/93/Si ze dne 15.12.1993
- [24] Rozhodnutí SÚJB č.j. 16920/2002 ze dne 5.11.2002
- [25] Rozhodnutí SÚJB č.j. 8096/2005 ze dne 5.4.2005
- [26] SZP 5, Standardní zkušební postup – Stanovení objemové aktivity tritia laboratorní kapalinovou scintilační spektrometrií záření beta–vzorky plyných výпустí, interní dokument ČEZ-ETE, 2005
- [27] SZP 10, Standardní zkušební postup – Stanovení objemové aktivity tritia laboratorní kapalinovou scintilační spektrometrií záření beta–vzorky odpadních vod, interní dokument ČEZ-ETE, 2005
- [28] VF K0220-B-N01, Návod k obsluze a údržbě - Zařízení pro odběr H3 a C14, VF, a.s. Černá Hora, 2002
- [29] Kolektiv, ALARA Planning for Station Work. Atlanta. 1982
- [30] ELBARADEI M., Handbook of radioactivity analysis, Academic Press. Kalifornie, 1998

8. Seznam použitých zkratek a pojmů

AaŠP	aktivační a štěpné produkty
AL	autorizovaný limit
AE	aerosoly
$A_v \text{ } ^3\text{H}$	objemová aktivita tritia
BAPP	budova aktivních pomocných provozů
HVB	hlavní výrobní blok
I.O.	primární okruh
JE	jaderná elektrárna
KN	kontrolní nádrže
RDETE	program na stanovení ročních dávek z elektrárny Temelín
RY	system čištění odluhů parogenerátorů
RŽP OÚ	referát životního prostředí Okresního úřadu
SN	sběrné nádrže
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
SW	Software
TC	system kontinuálního čištění chladiwa I.O.
TD	system regenerace kyseliny borité
TE	čisticí stanice odpouštění chladiwa I.O.
TM	system čištění vod bazénů a nádrží HSCHZ
TR	čisticí stanice odpadních vod
VK	ventilační komín
VÚ	vyšetřovací úroveň
ZL RKO	zkušební laboratoř radiační kontroly okolí
ZÚ	zásahová úroveň
ŽP	životní prostředí

9. PŘÍLOHY

Popisná část

ZÁKLADNÍ POPISNÉ INFORMACE O JADERNÉ ELEKTRÁRNĚ TEMELÍN

Jaderná elektrárna Temelín je na lokalitě cca 25 km severně od Českých Budějovic. JE se nachází v prostoru vymezeném obcemi Temelín, Březí a osadami Křtěnov a Temelínec.

Je tvořena dvěma jadernými bloky z nichž každý má výkon 3000 MWt (981 MWe). Je umístěna v jižních Čechách asi 25 km severně od Českých Budějovic. Zařízení na výrobu páry jednoho bloku JETE tvoří heterogenní tlakovodní energetický reaktor VVER 1000, typu V 320 o nominálním tepelném výkonu 3000 MWt. Aktivní zóna reaktoru o průměru 3,16 m a výšce 3,53 m je umístěna ve válcové reaktorové nádobě vysoké 10,9 m o vnějším průměru 4,5 m. Tlaková nádoba reaktoru a primární okruh jsou navrženy pro tlak 17,6 MPa při teplotě 350°C (provozní tlak je 15,7 MPa při teplotách 290 - 320⁰ C). Aktivní zónu reaktoru tvoří 163 palivových kazet a 61 regulačních orgánů uspořádaných v šestiúhelníkovém poli. Celková hmotnost vsázky paliva je 92 t. Primární okruh elektrárny je tvořen čtyřmi chladicími smyčkami. V parních generátorech se vyrábí pára o tlaku 6,3 MPa a teplotě 278,5°C, která pohání parní turbínu o výkonu 1000 MWe.

Zařízení primárního okruhu je umístěno v hermetické ochranné obálce (kontejnmentu). z předpjatého betonu. Ochranná obálka se skládá z válcové konstrukce z předpjatého betonu o vnitřním průměru 45 m, uzavřené polokulovým vrchlíkem. Vnitřní povrch ochranné obálky je pokryt hermeticky těsnou ocelovou vystýlkou. Ochranná obálka je navržena na výpočtový tlak 0,49 MPa a výpočtovou teplotu 150°C.

Jaderná elektrárna sestává ze dvou monobloků s tlakovodními energetickými

reaktory VVER-1000 sériového provedení typu V 320 provozovaných v režimu základního zatížení i v režimu regulace frekvence. Technologické schéma každého bloku je dvouokruhové. Primární radioaktivní okruh tvoří jeden reaktor o nominálním tepelném výkonu 3000 MW a čtyři chladicí cirkulační smyčky zahrnující hlavní cirkulační potrubí, hlavní cirkulační čerpadla a primární stranu horizontálních parogenerátorů.

Reaktor (resp. aktivní zóna reaktoru) je chlazený a moderovaný vodou primárního okruhu, která je čerpána přes aktivní zónu hlavními cirkulačními čerpadly. Teplo akumulované v chladivu je po průchodu reaktorem v parogenerátorech předáváno vodě sekundárního okruhu. Tlak primárního okruhu je udržován kompenzátozem objemu.

Pro havarijní chlazení reaktoru a snížení tlaku v hermetické obálce slouží bezpečnostní systém, tvořený třemi nezávislými divizemi navzájem oddělenými stavebně i elektricky. Pro zvládnutí havarijní situace postačí činnost jedné divize. Každá divize obsahuje nádrže systému havarijního chlazení aktivní zóny, nádrže havarijní zásoby kyseliny borité, sprchová čerpadla havarijního chlazení, vysokotlaká a nízkotlaká čerpadla havarijního chlazení a další komponenty.

Sekundární okruh se skládá ze zařízení na výrobu páry (sekundární strana PG), systému napájecí vody, z jednoho turbogenerátoru s elektrickým výkonem 1000 MWe. a systému regenerace.

ZPŮSOB A ROZSAH MONITOROVÁNÍ PLYNNÝCH VÝPUSTÍ

U plyných výpustí se především monitorují radioaktivní vzácné plyny- RVP, aerosoly, jód, C 14 a v neposlední řadě H 3. RVP vyhodnocují systémy MVP-monitor vzácných plynů, kde se sledují aktivity vybraných radionuklidů. Mezi skupinu vybraných radioaktivních vzácných plynů patří Ar 41, Kr 85, Kr 85m, Kr 87, Kr 88,

Xe 133, Xe 135, Xe 135m, Xe-138. Dále se sledují aerosoly mezi, které patří radionuklidy Cr 51, Mn 54, Co 58, Co 60, Sr 89, Sr 90, Zr 95, Nb 95, Sb 124, Cs 134,

Cs 137, Pu 238, Pu 239+Pu 240, Am-241. U jódu se monitorují I 131, I 133. Odběrová zařízení, které zajišťují odběr vzorků v pravidelných intervalech, jsou součástí rozsáhlého systému, který se nazývá RRMS. Dané odběrové vzorky se v určených intervalech vyhodnocují ve zkušební laboratoři radiační kontroly okolí- ZLRKO.

Systém RRMS zajišťuje radiační kontrolu vypouštěných aerosolů a plynů na všech místech plánovaných nebo potencionálních plynných výpustí a úniků z JE.

Radiační kontrola plynných výpustí z JE je podle místa výpustě dělena na:

- Kontrolu plynných výpustí z ventilačních komínů JE tj. ventilačních komínů HVB (vnější a vnitřní) a ventilačního komína BAPP
- Ostatní měření plynných výpustí

Do komplexu monitorování ostatních plynných výpustí spadá měření objemové aktivity výpustí za jímku vývěv hlavních kondenzátorů turbíny. Dále se na monitorování plynných výpustí podílí měření objemové aktivity páry za PG, kdy se v RM-2000 příslušného měření počítá množství aktivity případně uniklé přes PSA a PVPG.

Poznámka: Tento stav může nastat pouze v případě otevření PSA a PVPG v době, kdy je porušena těsnost parogenerátoru.

Monitorování tritia v plynných výpustech

Tritium (zabudované do molekul vody ve vzdušné vlhkosti, kde nahrazuje atomy vodíku, respektive zabudované do molekul vodíku a do molekul uhlovodíků) odchází přes ventilační komíny do ovzduší společně s vypouštěnou vzdušninou. Této skutečnosti se využívá při odběru vzorku tritia pro měření.

Monitorovanou veličinou v plynných výpustech je vypuštěná aktivita bilancovaného tritia (součet organické a anorganické složky). Monitorování se provádí následujícím postupem :

- odběr vzorků vzdušniny z ventilačního komína
- záchyt tritia v odběrovém zařízení V3H14C, model K0220-02
- příprava vzorku z odběrového zařízení na měření

- spektrometrické měření objemové aktivity tritia dle Standardního zkušebního postupu
- stanovení vypuštěné aktivity za monitorovací období a provedení bilančního výpočtu

Odběrové zařízení V3H14C, model K0220-02 je zařízení pro odběr 3H a 14C v plynných výpustech ve VK. V případě tritia je použito jako sorpčního média silikagelu, který absorbuje vlhkost. Zařízení má 2 trasy (poměr průtoků je 1:1) – jednu na odběr organické i anorganické formy tritia (v trase je před lahvemi se silikagelem instalován vyhřívaný Pt katalyzátor) a druhou na odběr pouze anorganické formy. V každé trase jsou instalovány 3 lahve (každá o objemu 250ml) se silikagelem. Funkční schéma odběrového zařízení je znázorněno na Obr. , obrázek celého odběrového zařízení je v Příloze .

Odběr a vyhodnocení vzorku, které provádí ZL RKO v Českých Budějovicích, se provádí s týdenní periodou a ze všech VK, které jsou v daném období provozovány. Vlastní měření aktivity tritia je prováděno kapalinovým scintilačním spektrometrem typu TriCarb 3170 TR/SL a následně je s použitím údajů o hmotnosti absorbované vlhkosti v odběrových nádobách a údajů o průtocích vzduchu odběrovou trasou vypočtena průměrná objemová aktivita tritia za sledované období z jednotlivých ventilačních komínů JE Temelín. Fotografie kapalinového scintilačního spektrometru typu TriCarb je v Příloze. Vyšetřovací úroveň pro celkovou aktivitu tritia vypuštěnou z jednoho VK za jeden týden je stanovena na 5E10 Bq/týden. Zásahová úroveň není pro tuto měřenou veličinu stanovena.

Bilanční měření tritia v plynných výpustech, na rozdíl od monitorování aerosolů, jódů a radioaktivních vzácných plynů, není doplněno kontinuálním měřením „nebilančním“.

Kontrola plynných výpustí z ventilačních komínů z JE

Tato kontrola zabezpečuje sledování plynných výpustí z komínů JE a to pro:

- kontrolu dodržování stanovených limitů výpustí RA-látek do ovzduší (bilanční měření) při provozu JE za normálních podmínek i havarijních a pohavarijních situací

- signalizaci úniku RA-látek do životního prostředí a určování množství aktivity uniklé do ŽP ventilačními komíny za havarijních stavů

Způsob a rozsah monitorování kapalných výpustí, zejména tritia na JE Temelín

Monitorováním kapalných výpustí se rozumí sledování vybraných radionuklidů mezi které patří zejména tritium. Dále jsou zde zahrnuty ostatní aktivační štěpné produkty, a jedná se především o Mn 54, Co 58, Co 60, Sr 89, Sr 90, Zr 95, Nb 95, Ru-103, Ag 110m, Sb 124, I 131, Cs 134, Cs 137, Pu 238, Pu 239+Pu 240 Am 241,

RK vypouštěných vod zajišťuje informace pro bilancování vypouštěné aktivity na místech plánovaných nebo potencionálních výpustí a úniků RA-kapalin z JE. Zamezuje úniku RA-kapalin do životního prostředí, signalizuje převýšení povolené úrovně aktivity vypouštěných vod a zajišťuje přerušení vypouštění při takovémto převýšení u diskretních zdrojů (kontrolní nádrže).

Radiační kontrola vypouštěných vod je podle místa a účelu dělena na:

a) Kontrolu vypouštěných vod z technologických systémů čištění a úpravy vod v BAPP, která je zabezpečena:

- Měřením objemové aktivity vody za kontrolními nádržemi systému TD, TR, UG a neaktivní kanalizace

- Měřením objemové aktivity a vody z kontrolních nádrží systému RY a proplach vod ionexu a chemické kanalizace

b) Kontrolu odpadních vod na výstupu z areálu JETE do životního prostředí

c) Ostatní měření a kontroly kapalných výpustí případně úniků

- Měření objemové aktivity technické vody systému (1VF40,50,60 a 0VB30).
Nejedná se o místo výpusti, ale potencionálního úniku v případě poruchy technologie.

MONITOROVÁNÍ TRITIA V TECHNOLOGII ETE

V rámci odběru vzorku chladiva I.O. na 1. i 2. HVB za účelem gamaspektrometrického vyhodnocení, které se provádí každý den, se rovněž odebírá vzorek a stanovuje objemová aktivita tritia v chladivu I.O. Tritium se dále monitoruje v případě sledování těsnosti meziokruhových bariér v odluhu každého parogenerátoru s týdenní periodou měření. Odběr vzorku a vyhodnocení provádí útvar chemické laboratoře dle pracovního postupu pro odběr aktivního vzorku a pracovního postupu zkoušky. Vedle monitorování pravidelného se ještě provádí monitorování operativní podle provozních požadavků.

Monitorování tritia v kapalných výpustech

Monitorování tritia se v případě kapalných výpustí provádí:

- 1) měřením objemové aktivity tritia v kontrolních a sběrných nádržích za účelem ověření, že jsou splněny podmínky pro vypouštění – vyšetřovací a zásahové úrovně jsou zde stanoveny konkrétně pro jednotlivé typy kontrolních nádrží podle jejich pracovního objemu
- 2) měřením objemové aktivity tritia v kontrolních nádržích pro ověření nepřekročení autorizovaného limitu stanoveného pro kapalně výpusti
- 3) měřením objemové aktivity tritia v odpadním kanálu s periodou měření týden, kdy je vyhodnocován vzorek kontinuálně odebíraný po dobu 7 dnů, v rámci odběru slévaného vzorku se provádí jednorázový odběr a vyhodnocení objemové aktivity tritia v odpadním kanálu
- 4) stanovením objemové aktivity tritia (výpočtem) pro potvrzení dodržení hodnoty max. objemové aktivity tritia v odpadním kanálu

Odběr a vyhodnocení vzorku za účelem stanovení objemové aktivity tritia v kapalných výpustech provádí útvar chemických laboratoří – v případě monitorování tritia v kontrolních nádržích. Odběr vzorku a vyhodnocení je prováděno na základě pracovního postupu pro odběr aktivního vzorku a pracovního postupu zkoušky. Útvar chemických laboratoří je pro stanovení aktivity tritia vybaven měřícím zařízením

TriCarb 2900 TR. Měření vzorků z odpadního kanálu zajišťuje ZL RKO v Českých Budějovicích dle standardního zkušebního postupu.

Monitorování tritia v okolí JE

Monitorování okolí slouží za běžného provozu pro potvrzování bezpečnosti provozu ve vztahu k okolí a ke sledování migrace a rekonzentrace jednotlivých radioizotopů ve složkách ŽP. Monitorování tritia je prováděno způsobem a v rozsahu stanoveném Programem monitorování okolí ETE. Tento dokument stanovuje monitorování jak v areálu JE, tak v okolí JE Temelín.

Monitorování zahrnuje sledování povrchových, podzemních a pitné vody. V případě monitorování povrchových vod na obsah tritia, resp. jeho objemové aktivity je stanoveno 6 monitorovaných lokalit:

- řeka Vltava před zaústěním odpadního kanálu – Hněvkovice (pod přehradou), Kořensko - nad hrází
- řeka Vltava pod zaústěním odpadního kanálu – Hladná, Solenice
- rybník Bělohůrecký
- pojistné nádrže pro dešťové vody v lokalitě Býšov

Monitorování podzemních vod zahrnuje sledování vrtů umístěných jak v areálu elektrárny, tak v jejím okolí. Celkem se jedná o 16 monitorovacích bodů.

Monitorování pitné vody na stanovení obsahu tritia je prováděno na 4 monitorovacích bodech – 2x studna, 2x veřejný vodovod.

Teoretické možnosti „likvidace“ tritia

Tritium lze odstranit z plynu několika metodami. Lze ho např. oxidovat na vodu vzduchem přes platinohliníkový katalyzátor. Tritium ve formě tritiové vody lze z atmosféry odstranit kondenzací, kondenzací na molekulárních sítích nebo jinými absorbenty. Menší množství tritiové vody lze ze vzduchu odstranit zachytem na silikagelovou náplň.

V případě odpadních vod je použití metod odstranění tritia komplikováno značnými energetickými náklady na separaci.

V současné době lze s velkou účinností odstraňovat z odpadních vod všechny radionuklidy s výjimkou tritia, jehož separace z velkých objemů vod je velmi nákladná a nelze ji využívat v praktickém provozu JE. Z tohoto důvodu byly již v minulosti posuzovány další možnosti odstraňování tritia. Jednou z uvažovaných možností bylo odstraňování tritia vypařováním z otevřených nádrží. Důležitým požadavkem je v tomto případě těsnost nádrží z důvodu zamezení průsaků do země a povrchových vod. Další diskutovanou možností bylo vypouštění tritiových vod do země do neohraničené vodonosné vrstvy, případně vypouštění do uzavřených geologických formací pod využívané vodonosné vrstvy. V této souvislosti bylo uvažováno i využití prostor po podzemních nukleárních explozích nebo po vytěžených ropných ložiscích. Jako další možnost likvidace tritia bylo uvažováno i mísení tritiových odpadů s mořskou vodou.

Rovněž se různé studie zabývaly odstraňováním kapalných odpadů s tritiem jako pevné látky po fixaci tritia absorpcí do různých materiálů. Fixace absorpcí je ovšem omezena z ekonomických důvodů vzhledem k velkým objemům tritiových vod. Rovněž je popsán způsob ukládání tritiových odpadů do PE sudů se silnými stěnami, umístěných v sudech z nerezavějící oceli a obložených asfaltem a ještě uzavřených v kontejnerech. Takto zajištěné odpady se předpokládaly ukládat do země. Obdobně je možné fixovat tritiové vody do cementu. Část vody v cementu může být volná v závislosti na době tuhnutí a je tedy pohyblivá. Pro zabránění průsaků se cementová tělesa impregnují a zalévají do asfaltového obalu.

Použití výše uvedených metod však není prakticky možné a vzhledem k nízké radiotoxicitě tritia ani není nezbytně nutné. S současností jsou veškeré tritiové vody vzniklé při provozu zejména tlakovodních reaktorů řízeně uváděny do ŽP.

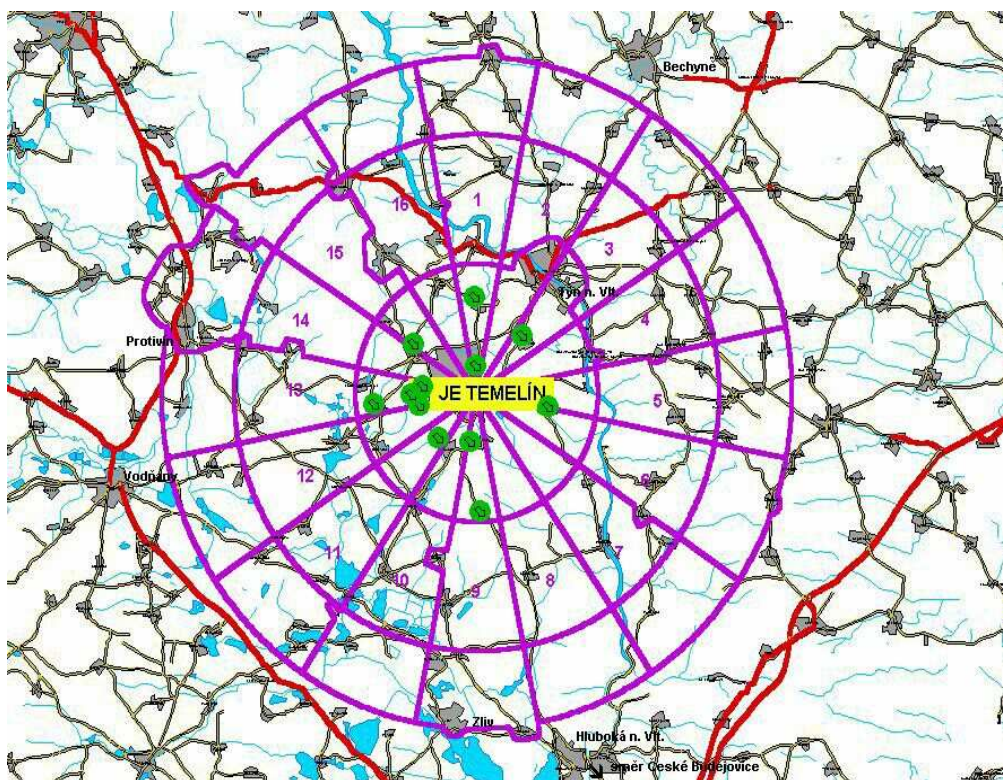
V bývalé ČSSR byly v souvislosti s provozem JE a uváděním tritiových vod do ŽP posuzovány 3 alternativy:

- výpar s následným rozptylem komínem ve výšce 100m s použitím odparky
- výpar po zavedení tritiových vod do cirkulačního chladicího okruhu (přes chladicí věže)
- výpar z volné hladiny chladicích nádrží

Poslední jmenované řešení bylo posuzováno i na příkladu lokality JE Temelín, ovšem při použití tzv. charakteristických výparoměrných údajů a s přihlédnutím k možným ovlivňujícím faktorům bylo předpokládáno, že roční hodnota výparu z vodní hladiny v oblasti lokality výstavby JE Temelín bude nižší než očekávané průměrné roční srážky.

Obrázková část

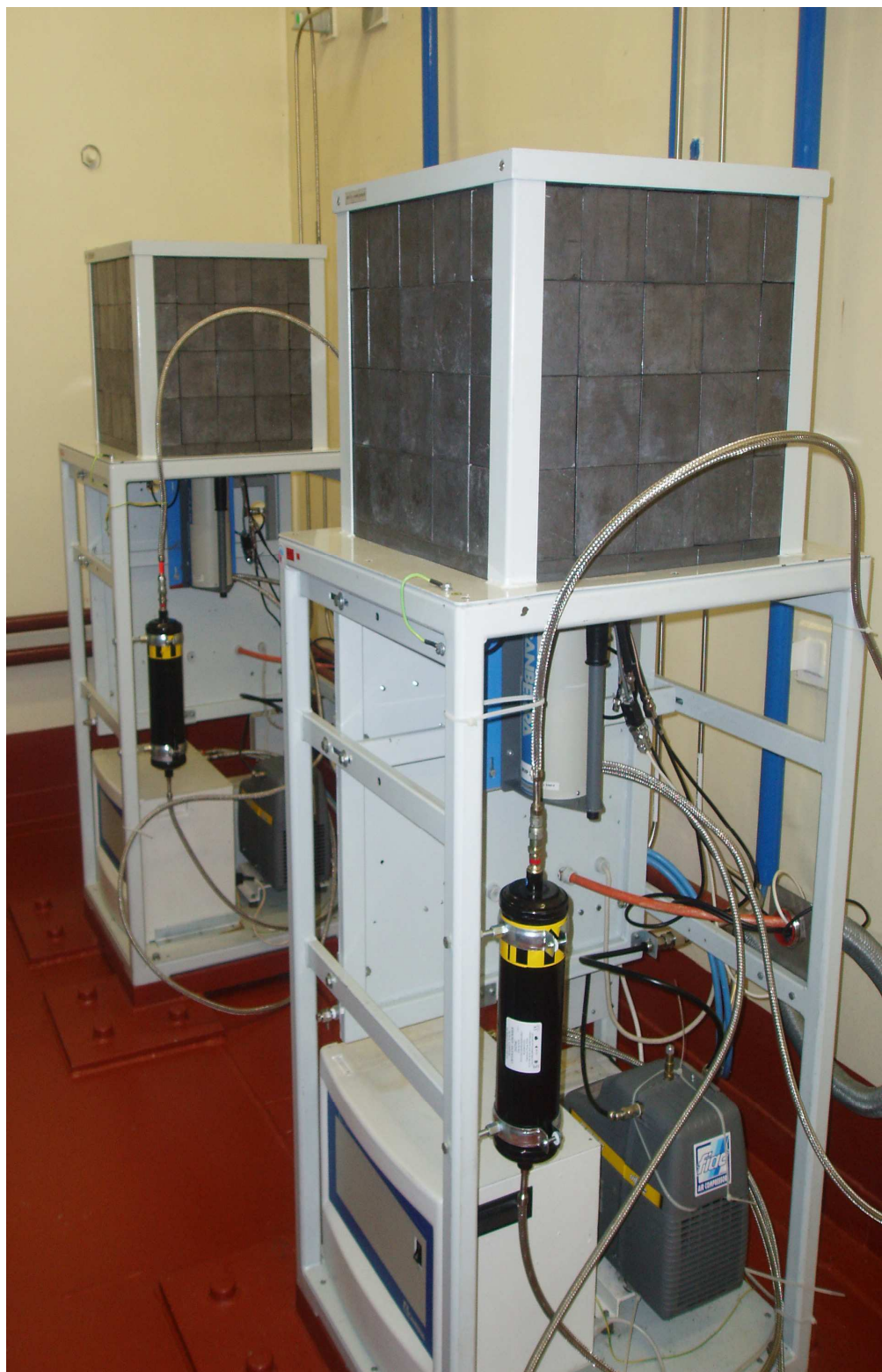
Obr. 2: mapa rozdělení okolí JE ETE na 16 sektorů



Obr.4: PIG monitor, místnost AK 1010, objekt HVB1,2



Obr. 5a: monitor vzácných plynů-MVP, místnost AK1012, objekt HVB1,2



Obr. 5b: ovládací jednotka monitoru vzácných plynů-MVP, místnost AK1012, objekt HVB1,2



Obr. 6: Odběrové zařízení 3H a 14C instalované ve ventilačních komínkách JE Temelín

