

VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ

BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY

**FAKULTA ELEKTROTECHNIKY A KOMUNIKAČNÍCH
TECHNOLOGIÍ**

ÚSTAV ELEKTROENERGETIKY

FACULTY OF ELECTRICAL ENGINEERING AND COMMUNICATION

DEPARTMENT OF ELECTRICAL POWER ENGINEERING

**VLIV JADERNÉ ELEKTRÁRNY Z HLEDISKA
RADIČNÍ ZÁTĚŽE**

BAKALÁŘSKÁ PRÁCE

BACHELOR'S THESIS

AUTOR PRÁCE

AUTHOR

JIŘÍ VÁNIŠ

BRNO 2008

Bakalářská práce

bakalářský studijní obor
Silnoproudá elektrotechnika a elektroenergetika

Student: Vániš Jiří

Ročník: 3

ID: 83123

Akademický rok: 2007/08

NÁZEV TÉMATU:

Vliv jaderné elektrárny z hlediska radiační zátěže

POKYNY PRO VYPRACOVÁNÍ:

1. Ochrana před ionizujícím zářením.
2. Bezpečnost personálu JE.
3. Radioaktivní emise z JE.
4. Opatření pro snížení radiační zátěže.

DOPORUČENÁ LITERATURA:

podle pokynů vedoucího

Termín zadání: 17.12.2007

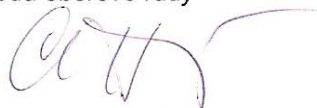
Termín odevzdání: 4.6.2008

Vedoucí projektu: Ing. Martin Belatka



doc. Ing. Čestmír Ondrůšek, CSc.

předseda oborové rady



UPOZORNĚNÍ:

Autor bakalářské práce nesmí při vytváření bakalářské práce porušit autorská práva třetích osob, zejména nesmí zasahovat nedovoleným způsobem do cizích autorských práv osobnostních a musí si být plně vědom následků porušení ustanovení § 11 a následujících autorského zákona č. 121/2000 Sb., včetně možných trestněprávních důsledků vyplývajících z ustanovení § 152 trestního zákona č. 140/1961 Sb.

LICENČNÍ SMLOUVA

POSKYTOVANÁ K VÝKONU PRÁVA UŽÍT ŠKOLNÍ DÍLO

uzavřená mezi smluvními stranami:

1. Pan/paní

Jméno a příjmení: Jiří Vániš

Bytem: Dr. Tyrše 92, Lázně Bohdaneč

Narozen/a (datum a místo): 24.2.1985 v Pardubicích

(dále jen „autor“)

a

2. Vysoké učení technické v Brně

Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií,

se sídlem Údolní 244/53, 602 00 Brno,

jejímž jménem jedná na základě písemného pověření děkanem fakulty:

doc. Ing. Čestmír Ondrůšek, CSc.

(dále jen „nabyvatel“)

Čl. 1

Specifikace školního díla

1. Předmětem této smlouvy je vysokoškolská kvalifikační práce (VŠKP):

- disertační práce
 - diplomová práce
 - bakalářská práce
 - jiná práce, jejíž druh je specifikován jako
- (dále jen VŠKP nebo dílo)

Název VŠKP: Jaderná elektrárna z hlediska radiační zátěže

Vedoucí/ školitel VŠKP: Ing. Martin Belatka

Ústav: Ústav elektroenergetiky

Datum obhajoby VŠKP:

VŠKP odevzdal autor nabyvateli v*:

- tištěné formě – počet exemplářů 1
- elektronické formě – počet exemplářů 1

* hodící se zaškrtněte

2. Autor prohlašuje, že vytvořil samostatnou vlastní tvůrčí činností dílo shora popsané a specifikované. Autor dále prohlašuje, že při zpracovávání díla se sám nedostal do rozporu s autorským zákonem a předpisy souvisejícími a že je dílo dílem původním.
3. Dílo je chráněno jako dílo dle autorského zákona v platném znění.
4. Autor potvrzuje, že listinná a elektronická verze díla je identická.

Článek 2

Udělení licenčního oprávnění

1. Autor touto smlouvou poskytuje nabyvateli oprávnění (licenci) k výkonu práva uvedené dílo nevýdělečně užít, archivovat a zpřístupnit ke studijním, výukovým a výzkumným účelům včetně pořizování výpisů, opisů a rozmnoženin.
2. Licence je poskytována celosvětově, pro celou dobu trvání autorských a majetkových práv k dílu.
3. Autor souhlasí se zveřejněním díla v databázi přístupné v mezinárodní síti
 - ihned po uzavření této smlouvy
 - 1 rok po uzavření této smlouvy
 - 3 roky po uzavření této smlouvy
 - 5 let po uzavření této smlouvy
 - 10 let po uzavření této smlouvy(z důvodu utajení v něm obsažených informací)
4. Nevýdělečné zveřejňování díla nabyvatelem v souladu s ustanovením § 47b zákona č. 111/ 1998 Sb., v platném znění, nevyžaduje licenci a nabyvatel je k němu povinen a oprávněn ze zákona.

Článek 3

Závěrečná ustanovení

1. Smlouva je sepsána ve třech vyhotoveních s platností originálu, přičemž po jednom vyhotovení obdrží autor a nabyvatel, další vyhotovení je vloženo do VŠKP.
2. Vztahy mezi smluvními stranami vzniklé a neupravené touto smlouvou se řídí autorským zákonem, občanským zákoníkem, vysokoškolským zákonem, zákonem o archivnictví, v platném znění a popř. dalšími právními předpisy.
3. Licenční smlouva byla uzavřena na základě svobodné a pravé vůle smluvních stran, s plným porozuměním jejímu textu i důsledkům, nikoliv v tísní a za nápadně nevýhodných podmínek.
4. Licenční smlouva nabývá platnosti a účinnosti dnem jejího podpisu oběma smluvními stranami.

V Brně dne:

.....
Nabyvatel

.....
Autor

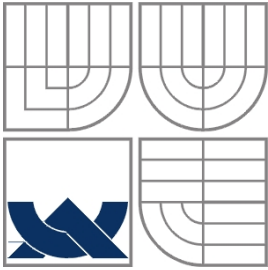
Bibliografická citace práce:

VÁNIŠ, J. Vliv jaderné elektrárny z hlediska radiační zátěže. Bakalářská práce. Brno: Ústav elektroenergetiky FEKT VUT v Brně, 2008, 54 stran.

Prohlašuji, že jsem svou **bakalářskou práci** vypracoval samostatně a použil jsem pouze podklady (literaturu, projekty, SW atd.) uvedené v příloženém seznamu.

Zároveň bych na tomto místě chtěl poděkovat vedoucímu bakalářské práce ing. Martinu Belatkovi za cenné rady a připomínky k mé práci, poskytnutou literaturu a svým rodičům za podporu během celé doby mého studia.

.....



VYSOKÉ UČENÍ TECHNICKÉ V BRNĚ



Fakulta elektrotechniky a komunikačních technologií
Ústav elektroenergetiky

Bakalářská práce

Vliv jaderné elektrárny z hlediska radiační zátěže

Jiří Vániš

vedoucí: Ing. Martin Belatka

Ústav elektroenergetiky, FEKT VUT v Brně, 2008

Brno



BRNO UNIVERSITY OF TECHNOLOGY



Faculty of Electrical Engineering and Communication

Department of Electrical Power Engineering

Bachelor's Thesis

Effect of a nuclear power plant in terms of radiation burden

by

Jiří Vániš

Supervisor: Ing. Martin Belatka

Brno University of Technology, 2008

Brno

ABSTRAKT

Tento text pojednává o problematice ionizujícího záření působícího na pracovníky jaderné elektrárny a na okolní obyvatelstvo. Dále jsou zmíněny limitní dávky ozáření pracovníků v radiačním průmyslu, způsoby jejich ochrany a kontroly absorbované dávky ionizujícího záření. Na závěr jsou zhodnoceny vlivy jaderné elektrárny jako zdroje ionizujícího záření na blízké okolí včetně kontaminace vodních zdrojů a plyných výpustí.

Další část se zabývá problematikou uskladnění jaderných odpadů od doby, kdy je palivo vyjmuté z jaderného reaktoru až po jeho trvalé uskladnění.

KLÍČOVÁ SLOVA: Jaderná elektrárna
Jaderný reaktor
Ionizující záření
Biologická ochrana
Stínění
Radiační ochrana
Dozimetr
Filmový dozimetr
Radiační monitorování
Limity ozáření
Jaderný odpad
Hlubinné úložiště jaderného odpadu

ABSTRACT

This text deals with ionizing radiation affecting nuclear power plant personnel and surrounding population. Irradiation limits of radiological industry personnel are also mentioned along with ways of protecting them and checks on absorbed ionizing radiation dose. In conclusion, a nuclear power plant, as a source of ionizing radiation, and its effects on contamination of water sources and gas vents are evaluated.

The next part be engaged problematical of storage nuclear waste from the time, when is removed the nuclear waste from nuclear reactor, trough permanent storage.

KEY WORDS:

Nuclear power plant
Nuclear reactor
Ionizing radiation
Biological protection equipment
Shielding
Radiation protection
Dosimeter
Film dosimeter
Radiation monitoring
Limits of irradiation
Nuclear waste
Underground storage of nuclear waste

OBSAH

SEZNAM OBRÁZKŮ.....	13
SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK.....	14
1 ÚVOD.....	15
2 OCHRANA PŘED IONIZUJÍCÍM ZÁŘENÍM V OKOLÍ AKTIVNÍ ZÓNY REAKTORU	16
2.1 DRUHY IONIZUJÍCÍCH ZÁŘENÍ.....	16
2.1.1 ZÁŘENÍ TYPU ALFA	16
2.1.2 ZÁŘENÍ TYPU BETA	17
2.1.3 ZÁŘENÍ TYPU GAMA.....	17
2.1.4 NEUTRONOVÉ ZÁŘENÍ.....	18
2.2 ŠTĚPNÁ REAKCE, PALIVO PRO JADERNOU REAKCI.....	18
2.2.1 OKAMŽITÉ A ZPOŽDĚNÉ NEUTRONY	18
2.3 PALIVO PRO JADERNÉ ŠTĚPENÍ	19
2.3.1 VYUŽITÍ ENERGIE VZNIKLÉ PŘI ŠTĚPNÉ REAKCI	20
2.4 BARIÉRY IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ	20
2.4.1 STÍNĚNÍ AKTIVNÍ ZÓNY REAKTORU	20
2.4.2 MODERÁTOR ŠTĚPNÉ REAKCE	20
2.4.2.1 Grafit	21
2.4.2.2 Berilium.....	21
2.4.2.3 Těžká voda	21
2.4.3 ABSORPČNÍ KOMPONENTY REAKTORU	21
3 LIMITY OZÁŘENÍ PRO PRACOVNÍKY	22
3.1 RADIOLOGICKÉ JEDNOTKY	22
3.2 LIMITY OZÁŘENÍ PRO RADIAČNÍ PRACOVNÍKY.....	23
4 BEZPEČNOST PERSONÁLU JADERNÉ ELEKTRÁRNY	24
4.1 PRINCIP ODŮVODNĚNOSTI.....	24
4.2 PRINCIP OPTIMALIZACE	24
4.3 PRINCIP LIMITOVÁNÍ	24
4.4 BEZPEČNOSTNÍ PŘEDPISY.....	25
4.4.1 INFORMOVÁNÍ A PŘÍPRAVA PRACOVNÍKŮ	25
4.4.2 SOUSTAVNÝ DOHLED NAD RADIAČNÍ OCHRANOU	25
4.4.3 LÉKAŘSKÝ DOHLED	27
4.4.4 SLEDOVANÉ PÁSMO	28
4.4.5 KONTROLOVANÉ PÁSMO.....	29
4.5 OCHRANNÉ POMŮCKY	31
4.5.1 MONITOROVÁNÍ ZEVNÍHO OZÁŘENÍ	31
4.5.2 OSOBNÍ FILMOVÉ DOZIMETRY	33
4.5.2.1 Technické parametry filmového dozimetru CSOD.....	33
4.5.3 OSOBNÍ TERMOLUMINISCENČNÍ DOZIMETRY	34
4.5.3.1 Technické parametry TL dozimetru CSOD	35

4.5.4 ELEKTRONICKÉ DOZIMETRY S PŘÍMÝM ODEČTEM.....	35
4.5.5 NEUTRONOVÝ DOZIMETR	36
4.5.5.1 Technické parametry neutronového dozimetru CSOD:	37
4.5.6 ALBEDO DOZIMETR.....	39
5 ZDROJE EMISÍ RADIONUKLIDŮ JE	40
5.1 KAPALNÉ VÝPUSTI	40
5.2 PLYNNÉ VÝPUSTI.....	41
6 JADERNÝ ODPAD.....	42
6.1 LEGISLATIVA SPOJENÁ S JADERNÝMI ODPADY.....	42
6.2 UKLÁDÁNÍ JADERNÉHO ODPADU DO MEZISKLADU VYHOŘELÉHO PALIVA.....	44
6.2.1 MOKRÝ MEZISKLAD VYHOŘELÉHO PALIVA.....	44
6.2.2 SUCHÝ MEZISKLAD VYHOŘELÉHO PALIVA	45
6.3 ÚLOŽIŠTĚ JADERNÉHO ODPADU DUKOVANY	45
6.3.1 BEZPEČNOST ÚLOŽIŠTĚ JADERNÉHO ODPADU	45
6.4 HLUBINNÉ ÚLOŽIŠTĚ RADIOAKTIVNÍHO ODPADU.....	45
6.4.1 NADZEMNÍ AREÁL.....	46
6.4.2 PŘÍSTUPOVÉ TUNELY A ŠACHTY	47
6.4.3 UKLÁDACÍ PROSTORY HLUBINNÉHO ÚLOŽIŠTĚ	47
6.4.4 KONTEJNER S VYHOŘELÝM PALIVEM	47
6.4.5 PŘÍRODNÍ JADERNÉ REAKTORY A ÚLOŽIŠTĚ.....	49
7 VLIV JADERNÉ ELEKTRÁRNY Z HLEDISKA RADIAČNÍ ZÁTĚŽE NA PERSONÁL A BLÍZKÉ OKOLÍ.....	50
7.1 VLIV JE NA PERSONÁL.....	50
7.2 VLIV JE NA OKOLÍ	50
8 ZÁVĚR.....	52
POUŽITÁ LITERATURA	54

SEZNAM OBRÁZKŮ

<i>Obrázek 1 Hlubinné úložiště radioaktivního odpadu [13].....</i>	<i>46</i>
<i>Obrázek 2 Kontejner pro ukládání RAO do hlubinného úložiště [13].....</i>	<i>48</i>

SEZNAM SYMBOLŮ A ZKRATEK

Značka	Veličina	Značka jednotky
A	aktivita	Bq
D	dávka	Gy
\dot{D}	dávkový příkon	Gy·s ⁻¹
E	úvazek efektivní dávky	Sv·rok ⁻¹
E	energie	J
H	dávkový ekvivalent	Sv
H _p	osobní dávkový ekvivalent	Sv
Q	jakostní činitel	1
T _{1/2}	poločas přeměny	s
e	elementární náboj	C
f	frekvence	Hz
m	hmotnost	kg
t	čas, časový interval	s
v	rychlost	m·s ⁻¹

Zkratka	Výraz
JE	Jaderná elektrárna
SÚJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost
SÚRAO	Správa úložišť radioaktivního odpadu
RAO	Radioaktivní odpad

1 ÚVOD

Jaderná elektrárna je z hlediska přeměny energie vázané v pevném palivu nejčistším zdrojem elektrické energie, protože při přeměně nevznikají skleníkové plyny, jako při výrobě elektrické energie například v uhelných elektrárnách, nebo při přeměně energie z biomasy. Jaderná energetika jako samostatné odvětví je intenzivně rozvíjena již od 50. let 20. století, kdy v bývalém SSSR jako první uvedl fyzik Igor Vasiljevič Kurčatov v Moskvě do provozu první jaderný reaktor na území Evropy. Mírové využívání atomu začalo v tehdejším Sovětském svazu, kde první jaderná elektrárna na světě v Obninsku u Moskvy vyrobila 26. června 1954 první elektrickou energii [6].

Proč se tedy nestaví nové reaktory, když je tato energie vyráběna tak šetrně k životnímu prostředí vzhledem k emisím tepelných elektráren, které k výrobě elektrické energie spalují v kotlích povětšinou hnědé tzv. energetické uhlí, což má za následek velké emise skleníkových plynů, například CO₂.

Je na místě obávat se další jaderné katastrofy podobné té v ukrajinském Černobylu? Jsou pracovníci v jaderné elektrárně opravdu v bezpečí nebo jim hrozí nějaké nebezpečí z ozáření? Bezpečnost zaměstnanců pracujících v jaderné elektrárně, spolehlivost a bezpečnost celého zařízení, je hlavní požadavek při návrhu celého zařízení a jeho provozu z dlouhodobého hlediska.

2 OCHRANA PŘED IONIZUJÍCÍM ZÁŘENÍM V OKOLÍ AKTIVNÍ ZÓNY REAKTORU

2.1 Druhy ionizujících záření

V prostoru okolo nás je nesčetné množství různých typů elektromagnetického záření. U některých z těchto typů záření je dokázán nepříznivý vliv na lidský organismus. Elektromagnetické záření je kombinací příčného postupného vlnění magnetického a elektrického pole. Do elektromagnetického záření můžeme zařadit rádiové vlny, mikrovlnné záření, infračervené záření, viditelné světlo, ultrafialové záření, rentgenové záření, gama záření. Na elektromagnetické záření se dá také pohlížet jako na vlnu, nebo proud částic (fotonů).

My se budeme dále zabývat pouze elektromagnetickým ionizujícím zářením, které je pro nás důležité, protože díky jeho vlastnostem a vlastnostem jaderného paliva dochází k řízené štěpné reakci uvnitř reaktoru jaderné elektrárny.

Ionizující záření, jak napovídá sám název, je z hlediska fyzikální podstaty takové záření, které při působení na jakoukoliv látku tuto ionizuje. Ionizace je děj, při kterém jsou z původně elektricky neutrálních atomů látky vyráženy záporně nabitě, přičemž se původní atomy mění v kladně nabitě ionty. Je-li ozařovaná látka prvek složený ze stejných atomů, uvolněné elektrony posléze s kladnými ionty rekombinují za vzniku stejných atomů prvku jako před ozářením. Chemické a fyzikální změny nejsou buď žádné, nebo nevýznamné, což platí pro všechny druhy záření obvyklých energií jako je α, β, γ záření. Interakce záření, jehož kvanta mají velmi vysokou energii, nebo záření neutronového, způsobuje změny i v jádrech atomu ozařovaného materiálu, což má za následek fyzikální a indukované chemické změny včetně aktivace původně neradioaktivních látek. Při záchytu ionizujícího záření je absorbující látce předávána kinetická energie atomů. Při každé další interakci se budou rozkmitávat atomy látky na větší a větší kinetickou energii, tedy ozařovaná látka se bude zahřívat čím dál více, při každé interakci [5].

2.1.1 Záření typu alfa (α)

V tomto případě záření se jedná o proud jader hélia, označovaných jako alfa částice. Alfa částice je v podstatě atom hélia, z kterého byl odstraněn elektronový obal. Označuje se α nebo He^{2+} . Podíváme-li se na velikost částic je alfa záření nejslabší druh jaderného záření, který může být odstíněn i listem papíru. Rychlost pohybu alfa částic je malá, závisí na každém izotopu, a mají malou pronikavost. Protonové i neutronové číslo alfa částic je rovno 2. Vzniká při radioaktivní přeměně, při níž je uvolňována alfa částice (rozpad) například uranu U^{238} . Při alfa rozpadu se z jádra atomu uvolní dva neutrony a dva protony a tato částice se začne pohybovat od mateřského jádra. O zdrojích alfa částic se někdy hovoří také jako o alfa zářičích.

Záření α , vzhledem k jeho malé pronikavosti, lze odstínit velmi snadno. Stačí tenká vrstva (milimetrová) lehkého materiálu, např. plastu. Často není proti záření alfa potřeba stínit vůbec, protože i ve vzduchu je dolet částic α jen několik centimetrů, při vyšších energiích max. desítky

centimetrů. Pokud je zářič smíšený $\alpha+\gamma$, stínění proti paprskům gama dokonale odstíní i záření alfa.

2.1.2 Záření typu beta (β)

Záření β jsou částice emitované radioaktivními jádry prvků při beta rozpadu. Rychlost pohybu je velmi vysoká. Nesou kladný β^+ nebo záporný náboj β^- a jejich pohyb může být ovlivňován elektrickým polem. Částice beta jsou elektrony nebo pozitrony. Jejich pronikavost je větší než alfa částic, mohou pronikat materiály s malou hustotou nebo tloušťkou. K jejich zastavení stačí vrstva vzduchu silná 1m nebo kovu o šířce 1mm.

K odstínění záření β^- stačí lehké materiály (plexisklo) tloušťky cca 5-10mm, nejlépe v kombinaci s následnou tenkou vrstvou olova k odstínění brzděného elektromagnetického záření vzniklého zabrzděním elektronů β v lehkém stínícím materiálu. Olovo samotné není vhodným stínícím materiálem pro záření β , neboť v něm vzniká tvrdé a intenzivní brzděné záření, k jehož odstínění by bylo nutno použít zbytečně silnou vrstvu olova. Pro odstínění pozitronového záření β^+ je kromě vrstvy lehkého materiálu potřeba použít poměrně silné vrstvy olova (nejméně cca 3 cm), abychom odstínili tvrdé záření gama o energii 511keV, vznikající při anihilaci pozitronů β^+ s elektrony e^- [1].

2.1.3 Záření typu gama (γ)

Záření gama je vysoce energetické elektromagnetické záření vznikající při radioaktivních a jiných jaderných dějích. Je také často definováno jako záření o energii fotonů nad 10keV, což odpovídá frekvencím nad 2,42 AHz ($2,42 \cdot 10^{18}$ Hz) či vlnovým délkám kratším než 124pm, přestože do tohoto spektrálního pásma zasahuje i velmi tvrdé roentgenové záření, souvislost, mezi těmito skutečnostmi poukazuje na to, že hranice není stanovena uměle, ale tyto druhy záření se rozlišují dle svého zdroje, přičemž samo záření se fyzikálně neliší. Do materiálů proniká lépe než záření alfa nebo záření beta, která jsou *korpuskulární* (nejsou elektromagnetická), ale je méně ionizující.

Vznik záření gama je často společný se vznikem alfa či beta záření při radioaktivním rozpadu jader. Vyzáří-li jádro částici α nebo β , pak nové jádro může být v excitovaném stavu. Vyzářením fotonu gama záření podobně jako elektron v obalu atomu vyzářením kvanta ultrafialového záření může přejít do nižšího energetického stavu.

Pro záření gama a roentgenové jsou nejvhodnějšími stínícími materiály látky s velkou měrnou hmotností (hustotou) – především olovo, ze stavebních materiálů pak beton s příp. příměsí barytu apod. Používají se olověné (někdy i wolframové) kontejnery pro přepravu a skladování zářičů, zástěny z olověného plechu, tvarované olověné cihly atd. Pro účinné odstínění záření gama o energii cca 100 keV stačí vrstva olova tloušťky 2 mm; čím vyšší je energie fotonů záření gama, tím silnější vrstvu stínění je nutno použít. Pokud je potřeba zachovat optickou viditelnost, používá se *olovnaté sklo* s vysokým obsahem oxidu olova v tavenině. Tloušťka potřebného stínění závisí na hustotě (a nukleonovém čísle) stínícího materiálu, na energii záření γ a na požadovaném zeslabení. V tabulkách se mnohdy uvádí hodnoty

tzv. polovrstvy absorpce, což je taková tloušťka vrstvy stínícího materiálu, která sníží intenzitu daného záření na polovinu (2 polovrstvy pak na $\frac{1}{4}$, 3 polovrstvy na $\frac{1}{8}$ atd.) [5].

2.1.4 Neutronové záření

Neutron je subatomární částice bez elektrického náboje. Mimo atomové jádro je neutron nestabilní s *poločasem rozpadu* 914 s, přičemž se rozpadá na proton, elektron a elektronové antineutrino [2]. Při průchodu látkou samy neionizují, jedná se o záření nepřímo ionizující. Ionizaci prostředí způsobují až sekundární částice, jež vznikají při interakci neutronů s jádry atomů např. odražená lehká jádra, záření γ , částice α , protony apod. Neutrony po vstupu do látky téměř výhradně reagují s atomovými jádry a to čtyřmi způsoby

- a) *Pružný rozptyl* neutronů na jádrech je nejčastější způsob interakce rychlých neutronů při jejich průchodu látkovým prostředím, zvláště s lehkými jádry. Přilétající neutron narazí do jádra, předá mu část své kinetické energie, odrazí se od něj a pokračuje v pohybu se změněným směrem a sníženou energií. Odražené jádro díky kladnému náboji při svém pohybu vyvolává ionizaci a excitaci okolních atomů, čímž ztrácí svou energii. Rychlé neutrony jsou nejvíce zpomalovány látkami obsahujícími lehké prvky jako vodík, berylium, uhlík apod.
- b) *Nepružný rozptyl*, při kterém neutron opět předává část své energie jádru, tato energie se spíše spotřebuje na zvýšení vnitřní energie jádra než na mechanický pohyb jádra.
- c) *Radiační záchyt*, při kterém je neutron jádrem pohlcen a následně je emitován jeden popř. víc fotonů gama záření. Záření gama pak vyvolává ionizaci. Další možnost jak vyvolat dlouhodobou ionizaci, plyne z faktu, že jádra, jež pohltila neutron jsou často radioaktivní a rozpadají se za vyzáření dalšího ionizujícího záření, především záření β . Radiační záchyt neutronů je nejúčinnější pro pomalé neutrony s nízkou energií, zvláště pro tepelné neutrony s energií pouze cca 0,025 eV. K látkám nejlépe zachycujícím neutrony patří obzvláště bor a kadmium, které se díky těmto vlastnostem používají jako stínící materiál pro neutronové záření a pro regulaci neutronového toku v jaderných reaktorech.
- d) *Jaderná reakce*, po vniknutí neutronu do jádra je emitována jiná částice, např. proton nebo částice alfa, které ionizují. O další aktivaci jádra platí totéž, co u radiačního záchytu.

2.2 Štěpná reakce, palivo pro jadernou reakci

Jaderná reakce v reaktoru JE se v České republice zatím výhradně uskutečňuje štěpením jader izotopů U^{235} přírodního uranu tepelnými neutrony. Při štěpení U^{235} se z každého rozštěpeného jádra uvolňuje průměrně $(2,5 \pm 0,1)$ neutronu na každý neutron spotřebovaný při štěpné reakci. Na jeden každý neutron tedy vzniká průměrně 2,5 nového. Počet neutronů uvolněných při štěpení je samozřejmě celé číslo, ale jádro uranu se štěpí různými způsoby.

2.2.1 Okamžité a zpožděné neutrony

Neutrony vzniklé při štěpné reakci lze rozdělit do dvou skupin, a to na okamžité a zpožděné.

Okamžitých neutronů je více než 99 % z celkového počtu neutronů vznikajících při štěpení, uvolňují se velmi brzo, asi 10^{-14} s po štěpení. Jejich energie se pohybuje v rozmezí hodnot převyšujících 10 MeV až k tepelným hodnotám 0,025 eV [1].

Zpožděné neutrony jsou zastoupeny asi 0,69 % z celkového množství neutronů štěpení. Jsou emitovány některými přeměnovými produkty během několika minut po štěpení. Střední energie zpožděného neutronu je průměrně 0,5 MeV. I když je těchto neutronů málo, jsou velmi důležité z hlediska řízení a regulace výkonu jaderného reaktoru. Součástí emise neutronů je štěpná reakce doprovázena emisí fotonů a částic beta.

Při dělení jádra uranu dochází k uvolňování nuklidů tzv. odštěpků. Jsou to atomy více než 40 různých nuklidů. Všechny nuklidy, nebo jejich valná většina, jsou radioaktivní. Prímé produkty odštěpků bývají také radioaktivní. Radioaktivní přeměnou produktů štěpení vznikají ve štěpném materiálu nové nuklidy, jejichž počet dosahuje během krátkého časového intervalu po začátku štěpného pochodu přibližně 200.

2.3 Palivo pro jaderné štěpení

Jaderné elektrárny používají jako štěpný materiál nejčastěji *uran*. Avšak v přírodním uranu na každých 140 atomů s jádrem, které je složeno z 238 nukleonů, připadá pouze jediné štěpitelné uranové jádro s 235 nukleony. A proto je tedy podíl uranu 235 v jaderném palivu zvýšen, říkáme, že je obohacen o štěpitelný uran 235.

Palivo jaderné elektrárny má podobu tablet spečeného oxidu uranu. Ty jsou uloženy do hermetických kovových (slitiny hořčíku, hliníku, zirkonia, beryllia, niklu, austenitické oceli, grafitu) tyčí. Z nich jsou následně sestaveny palivové články, kolem kterých pak protéká chladicí voda primárního okruhu.

Vyhořelé palivo z jaderné elektrárny tvoří méně než 1 % objemu všech jaderných odpadů na světě, ale obsahuje přes 90 % veškeré radioaktivity. Přestože bývá vyhořelé jaderné palivo pokládáno za odpad, může se stát cenným zdrojem surovin nebo jaderným palivem pro jiný typ jaderného reaktoru. České jaderné elektrárny, JE Temelín a JE Dukovany, během doby provozu vyprodukují celkem cca 3 000 tun [11] vyhořelého jaderného paliva.

Kazety s vyhořelým jaderným palivem vypadají stejně jako kazety s palivem čerstvým, bez viditelného poškození, čisté. V reaktoru palivové články musejí vydržet teploty okolo 300 stupňů Celsia a tlak vyšší než 12 MPa. Proto není důvod, aby nevydrželi i mnohem mírnější podmínky při skladování a další manipulaci. Liší se pouze radioaktivita látek, které vyhořelé palivové články obsahují.

Na konci každého cyklu pro výměnu vyhořelého paliva (kampaně) se vyhořelé palivo z reaktoru vyjme, pod hladinou vody se kanálem převezve pomocí zavážecího stroje do bazénu vyhořelého paliva, který je v reaktorové hale vedle reaktoru. Zde jsou palivové články pod vodou s obsahem kyseliny borité uloženy asi 3 až 4 roky. Poté co radioaktivita klesne asi na 50 % původní hodnoty, jsou články s vyhořelým palivem uloženy do speciálních kontejnerů a transportovány do meziskladu vyhořelého jaderného paliva, kde se skladují několik desítek let. Účelem ukládání vyhořelého paliva do meziskladu, je snížit zbytkový tepelný výkon vyhořelého paliva na úroveň potřebnou pro jeho další přepracování, nebo definitivní uložení v hlubinném úložišti jaderného odpadu.

2.3.1 Využití energie vzniklé při štěpné reakci

Základním procesem probíhajícím v aktivní zóně energetického jaderného reaktoru je štěpná řetězová reakce. Četnost štěpení je v něm omezena množstvím uvolňovaného tepla, tedy celkový tepelný výkon uvolněný při štěpení musí být nižší nebo maximálně roven výkonu, který je možno z aktivní zóny reaktoru bezpečně odvést systémem odvodu tepla. Energetický jaderný reaktor můžeme tedy definovat jako takové seskupení štěpného materiálu, při němž může probíhat řízená štěpná reakce a odvod tepla uvolněného štěpením, aniž dojde k poškození reaktoru a k úniku radioaktivity do okolí.

Jak jsme si uvedli v kapitole 2.2, při štěpné reakci vzniká záření gama a jiná nebezpečná záření. Aby mohla být elektrárna bezpečná pro obsluhující personál, je třeba znát vlastnosti jaderného reaktoru, moderátoru štěpné reakce a vytvořit účinné stínění jaderného reaktoru proti škodlivým vlivům radioaktivního záření.

Hlavní část jaderného reaktoru, ve kterém probíhá štěpení jaderného paliva, se nazývá aktivní zóna. Zde najdeme jaderné palivo, *moderátor* štěpné řetězové reakce, jsou sem zavedeny *regulační, kompenzační a havarijní tyče*. Celá aktivní zóna je obklopena *reflektorem* vyrobeným z látek podobných vlastností jako moderátor, který odráží část neutronů, které by jinak unikly z reaktoru, zpět do aktivní zóny.

Aktivní zónou reaktoru prochází chladivo jako teponosná látka, která má za úkol odvádět teplo vzniklé v aktivní v průběhu štěpení.

2.4 Bariéry ionizujícího záření

2.4.1 Stínění aktivní zóny reaktoru

Pro zajištění bezpečnosti obsluhy proti radioaktivnímu záření je důležité jaderný reaktor takzvaně odstínit. Odstínění se provádí nejčastěji dvěma vrstvami: tepelnou a biologickou ochrannou. Tepelná ochrana reaktoru souvisí s reflektorem a snižuje tok vznikajících neutronů. Při pohlcování neutronů a paprsků záření gama se tato tepelná ochrana zahřívá a musí být chlazená. Její tloušťka závisí na použitém materiálu, v případě použití oceli bývá silná 100 - 200 mm.

Bezprostředně za tepelnou ochranu se umísťuje biologická ochrana, která rovněž omezuje tok neutronů a intenzitu záření gama na dovolenou hodnotu. Hlavním materiálem pro biologickou ochranu je beton s tloušťkou vrstvy cca 2,5 - 4 m [6].

2.4.2 Moderátor štěpné reakce

Pomalé neutrony, s podstatně menší energií než rychlé neutrony, velmi dobře štěpí jádra uranu U^{235} , a jsou podstatně méně pohlcovány jádry atomu U^{238} , než rychlé neutrony. Kvůli těmto vlastnostem pracuje většina reaktorů s pomalými neutrony. Látky umístěné v aktivní zóně plní funkci zpomalování rychlých neutronů s velkým pružným průřezem pružného rozptylu a co nejmenším účinným průřezem pohlcení se nazývají moderátory. K těmto účelům se používá například těžká voda, lehká voda, grafit, berylium a některé organické kapaliny.

Pro úplnost si uvedeme vlastnosti některých látek vhodných jako moderátor řetězové štěpné reakce.

2.4.2.1 Grafit

Jeho struktura a vlastnosti ho předurčují jako moderátor i reflektor. Má malý účinný průřez pohlcení a velký účinný průřez pružného rozptylu. Je dobře mechanicky zpracovatelný a udržuje své dobré mechanické vlastnosti i za vysoké teploty. Je tedy vhodným materiálem pro vysokoteplotní reaktory.

K jeho záporným vlastnostem patří jeho poměrně malá odolnost vůči korozi a malá rázová pevnost. Vlivem radioaktivního záření nastává u grafitu rekrystalizace a tím i změna jeho fyzikálních vlastností. Při vysokých teplotách ovšem vliv radioaktivního záření klesá.

2.4.2.2 Berilium

Má malý účinný průřez pohlcení a velký účinný průřez pružného rozptylu. Je velmi odolné vůči korozi, ale je velmi křehké, což znesnadňuje jeho zpracovatelnost. Výrobní cena berylia, které se vyrábí z velké části elektrolytickou cestou nebo z brometitu, je vzhledem ke složitosti technologických postupů poměrně vysoká.

2.4.2.3 Těžká voda

Patří mezi nejlepší moderátory řetězové štěpné reakce. Vyrábí se dnes frakcionovanou destilací nebo elektrolyticky, což je velmi energeticky náročné. Proto je vyráběna hlavně v zemích s bohatými vodními zdroji el. energie. Při provozu reaktoru dochází vlivem radioaktivního záření k *radiolýze* těžké vody, která se postupně, podobně jako lehká voda rozkládá a tvoří třaskavou směs. Zároveň však probíhá proces rekombinace molekul vodíku a kyslíku za současného tvoření vody. Při teplotách nad 200 °C se zesiluje proces rekombinace. Proces tvoření třaskavé směsi se však omezuje. Proto je při použití těžké vody jako moderátoru nutné odvětrávat aktivní zónu a třaskavou směs spalovat.

2.4.3 Absorpční komponenty reaktoru

Hlavním úkolem ochranných vrstev jaderného reaktoru je zmenšovat rychlost neutronů na rychlost tepelných neutronů a tyto pohlcovat, a dále změkčovat tvrdé paprsky gama a pohlcovat měkké paprsky gama.

Pro zpomalování rychlých neutronů je třeba použít lehké prvky, ale k oslabení záření gama je nutné použít těžké prvky. Jako vhodné materiály se tedy používají:

Vodík, který má velký účinný průřez pružného rozptylu, železo, které má značnou hustotu, bór, který pohlcuje neutrony, aniž by vyzařoval paprsky gama, a olovo, které má velkou hustotu a velmi dobré vlastnosti nepružného rozptylu. V energetické praxi se ovšem olovo ve velkých mírách nepoužívá, jelikož je velmi drahé. Nabízí se tedy použití betonu, vody a oceli.

Beton má dostatečnou hustotu a obsahuje značné množství vodíku. Nesnáší však náhlé teplotní změny a vysokou teplotu, a proto se používá na vnější ochranu reaktoru. Jako vnitřní tepelná ochrana reaktoru se používá ocel a voda.

3 LIMITY OZÁŘENÍ PRO PRACOVNÍKY

Dříve než se budeme zabývat limity ozáření pro pracovníky v „jaderném průmyslu“, vysvětlíme si základní pojmy a jednotky pro měření, porovnávání a vyhodnocování radiačního záření, které jsou důležité pro pochopení problematiky radiační ochrany.

3.1 Radiologické jednotky

Veličiny a jim odpovídající jednotky ionizujícího záření se v podstatě dělí na aktivitu a dávku, ovšem existují i další.

Aktivita (A) je základní veličinou určující velikost radioaktivity. Jedná se o podíl středního počtu samovolných radioaktivních přeměn z daného energetického stavu v určitém množství radioaktivního nuklidu za krátkou dobu dt , a této doby. Jednotkou aktivity je v soustavě SI becquerel (Bq). 1 Bq je aktivita určená četností jedné jaderné přeměny za jednu sekundu. Je-li aktivita vztahována na objem nebo hmotnost látky, hovoříme o objemové či hmotnostní aktivitě. V případě radioaktivní kontaminace ploch pak mluvíme o plošné aktivitě.

Dávka (D) charakterizuje množství energie, která se ukládá v látce, jež byla vystavena působení ionizujícího záření. Je to podíl střední sdělené energie předané ionizujícím zářením v malém prostoru a hmotnosti této látky dm

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm}. \quad (31.1)$$

V soustavě SI byla pro dávku zavedena jednotka gray (Gy), která odpovídá pohlcené energii jednoho joulu v kilogramu určité látky.

Dávkový příkon vyjadřuje rychlost, kterou je energie ionizujícího záření předávána látce.

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt}. \quad (31.2)$$

Dávkový ekvivalent (H) záření. V soustavě SI byla pro dávkový ekvivalent zavedena jednotka sievert (Sv). Je to v podstatě absorbovaná dávka násobená činitelem Q zahrnujícím druh a energii záření.

$$H = D \cdot Q \quad (31.3)$$

Činitel Q se nazývá *jakostní činitel*. Pro elektrony a fotony gama je $Q = 1$, pro neutrony, protony a částice s jedním nábojem a klidovou hmotností větší než jedna atomová hmotnostní jednotka a s neznámou energií $Q = 10$ a pro částice alfa a částice s více než jedním nábojem nebo s neznámým nábojem a neznámou energií $Q = 20$.

Úvazek efektivní dávky $E(\tau)$, popř. *ekvivalentní dávky* $H_T(\tau)$. Jedná se o časový integrál příkonu efektivní dávky, nebo ekvivalentní dávky po dobu τ od příjmu radionuklidu. Pokud není uvedeno jinak, jedná se o dobu 50 roků pro příjem radionuklidů u dospělých a období do 70 let věku pro příjem radionuklidu u dětí.

Osobní dávkový ekvivalent $H_p(d)$, je dávkový ekvivalent v daném bodě pod povrchem těla v hloubce tkáně d .

3.2 Limity ozáření pro radiační pracovníky

Limity ozáření se dělí na obecné, pro radiační pracovníky a pro učně a studenty.

Dále se budeme zabývat jen limity ozáření pro radiační pracovníky, tedy pro obsluhu jaderné elektrárny a lékařský radiologický personál.

Limity pro radiační pracovníky jsou dle zákona č. 307/2002 Sb., § 20 odst. 1 písm. následující :

- a) Pro součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření hodnota 100 mSv za 5 let po sobě jdoucích kalendářních roků.
- b) Pro součet efektivních dávek ze zevního ozáření a úvazků efektivních dávek z vnitřního ozáření hodnota 50 mSv za kalendářní rok.
- c) Pro ekvivalentní dávku v oční čočce hodnota 150 mSv za kalendářní rok.
- d) Pro průměrnou ekvivalentní dávku v 1 cm^2 kůže hodnota 500 mSv za kalendářní rok.
- e) Pro ekvivalentní dávku na ruce od prstů až po předloktí a na nohy od chodidel až po kotníky hodnota 500 mSv za kalendářní rok.

Limity pro radiační ozáření se vztahují na profesní ozáření, tj. na ozáření, kterému jsou vystaveni v přímém vztahu k vykonávané práci radiační pracovníci, dále se vztahují na součet dávek ze všech cest ozáření a při všech pracovních činnostech, které radiační pracovník vykonává u jednoho nebo souběžně u více držitelů povolení k nakládání se zdroji ionizujícího záření, nebo které vykonává také jako samostatný držitel povolení k nakládání se zdroji ionizujícího záření.

Ozáření radiačních pracovníků při jednorázových, krátkodobých nebo jiných výjimečných pracích se zdroji ionizujícího záření omezených pouze na malý počet osob a na vymezené prostory, kromě prací při radiačních nehodách nebo radiačních mimořádných situacích, (dále jen "výjimečné ozáření") se omezuje tak, aby efektivní dávka z opakovaných výjimečných ozáření nepřekročila 500 mSv za 5 za sebou jdoucích kalendářních roků. Tato výjimečná ozáření se mohou uskutečnit jen v rozsahu a za podmínek uvedených v povolení k takovému způsobu nakládání se zdroji ionizujícího záření. Výjimečné ozáření může podstoupit jen pracovník kategorie A dobrovolně a po předchozím prokazatelném poučení o rizicích s tím spojených. Toto výjimečné ozáření není přípustné u osob mladších 18 let, u učňů a studentů, u těhotných a kojících žen, ani u osob, u nichž by efektivní dávka obdržená při zásazích v případě radiační nehody překročila 500 mSv za 5 za sebou jdoucích kalendářních let.

4 BEZPEČNOST PERSONÁLU JADERNÉ ELEKTRÁRNY

Systém radiační kontroly zajišťuje měření v takovém rozsahu, aby byly zabezpečeny nezbytné informace o ozáření personálu elektrárny i obyvatelstva v okolí elektrárny, stavu radiační situace v elektrárně i v okolí, výpustech do životního prostředí a stavu vybraných technologických okruhů a systémů se zaměřením na sledování neporušenosti bariér ve všech režimech jaderné elektrárny včetně havarijních a pohavarijních podmínek.

Stanovené limity pro radiační pracovníky se vztahují na součet všech dávek ozáření, které pracovník může obdržet při všech pracovních činnostech, které pracovník vykonává u jednoho nebo souběžně u více držitelů povolení k nakládání se zdroji ionizujícího záření, nebo které vykonává jako samostatný držitel povolení k nakládání se zdroji ionizujícího záření.

Z obecného hlediska se při zajišťování cílů radiační ochrany používají tři základní principy.

4.1 Princip odůvodněnosti

Při činnosti vedoucí k ozáření ionizujícím zářením je nutno zajistit, aby toto ozáření bylo odůvodněno přínosem, který vyvažuje (či lépe převažuje) rizika, která při této radiační činnosti vznikají.

Objektivní posuzování odůvodněnosti radiačního ozáření může být značně složité a diskutabilní. Zde hraje značnou roli mnoho faktorů "přínosů", "ztrát" a nákladů (souvisí i s následujícím aspektem optimalizace), z nichž některé ani nelze kvantitativně vyčíslit. Přesto se někdy podobné vyčíslování provádí, avšak podobná analýza bývá v reálné situaci subjektivní, často se porovnává neporovnatelné.

4.2 Princip optimalizace

Při činnostech doprovázených ionizačním ozářením je nutno dodržovat takovou úroveň radiační ochrany, aby riziko škodlivých účinků bylo optimálně nízké, nakolik je lze rozumně dosáhnout z hlediska technických a ekonomických hledisek.

Tento princip optimalizace radiačního ozáření se někdy označuje zkratkou *ALARA* ("As Low As Reasonably Achievable"). Princip optimalizace je velmi důležitou a rozumnou "střední cestou" mezi podceňováním rizika na jedné straně a na druhé straně hysterickými požadavky, plynoucími často z účelově podněcované radiofobie, na zajištění absolutní ochrany a nulových dávek za jakoukoliv cenu.

4.3 Princip limitování

Při činnostech s ionizujícím zářením je třeba omezovat ozáření osob tak, aby celková radiační dávka za určitá období (většinou 1rok a 5let) nepřesahovala stanovené limity. Konkrétní hodnoty limitů a jejich vztah ke skutečnému radiačnímu riziku prochází neustále vývojem. Limity byly zavedeny v roce 1956, určitým mezníkem bylo doporučení ICRP z r. 1977. Bylo zavedeno několik druhů limitů ozáření - obecné limity pro obyvatelstvo, limity pro radiační pracovníky, limity pro těhotné ženy. V technických aplikacích se dále zavádějí některé odvozené limity (např. limity aktivity odpadních vod), jejichž dodržení zaručuje nepřekročení limitů

radiačních dávek pro osoby za definovaných podmínek. Limity obecně nemůžeme považovat za hodnoty oddělující radiační neškodnost od radiačního poškození, ale za hranici, nad níž je ozáření již nepřijatelné.

4.4 Bezpečnostní předpisy

4.4.1 Informování a příprava pracovníků

Osoba provozující pracoviště, kde je vymezeno sledované pásmo, a držitel povolení, který provozuje pracoviště, kde je vymezeno kontrolované pásmo, musí prokazatelně předem informovat radiační pracovníky, kteří mají pracovat v těchto pásmech, a osoby používající v těchto pásmech zdroje ionizujícího záření po dobu jejich specializované přípravy na výkon povolání o

- a) charakteru a rozsahu možného ohrožení zdraví, o rizicích spojených s jejich prací a o případné zdravotní újmě s tím spojené,
- b) obecných postupech radiační ochrany a opatřeních, která musí být přijata, zejména o těch, která odpovídají provozním a pracovním podmínkám vztahujícím se jak k dané činnosti obecně, tak i k jednotlivým pracovištím a pracím, na které mohou být přiděleni,
- c) důležitosti plnit požadavky ochrany zdraví i technické a administrativní požadavky k zajištění radiační ochrany,
- d) a v případě žen také o významu včasného oznámení těhotenství z důvodu rizik ozáření pro nenarozené dítě a radioaktivní kontaminace kojence v případě vnitřní kontaminace radionuklidy.

Každý držitel povolení zajišťuje systém vzdělávání radiačních pracovníků tak, aby pracovníci byli dostatečně znalí nejen obecných pravidel a postupů radiační ochrany, ale zejména opatření týkajících se radiační ochrany při práci s konkrétními zdroji ionizujícího záření na pracovišti jak při běžném provozu, tak i za předvídatelných odchylek od tohoto provozu nebo při vzniku radiační mimořádné situace a byli seznámeni s příslušnými provozními předpisy a další dokumentací. Pro všechny radiační pracovníky pracující v kontrolovaném pásmu jaderné elektrárny musí vzdělávání zahrnovat i obeznámení se s předpisy a schválenou dokumentací pro toto kontrolované pásmo. Znalosti radiačních pracovníků a jejich způsobilost k bezpečnému nakládání se zdroji ionizujícího záření při jimi vykonávané práci se ověřují před zahájením práce a dále pravidelně, nejméně jednou za rok, zkouškou. O zkoušce se provádí záznam. Znalosti dohlížejících osob ustanovených podle zákona č. 18/1997 Sb., dále jen zákona, §10 odst. 2, a dalších osob vykonávajících činnosti zvláště důležité z hlediska radiační ochrany ověřuje úřad zkouškou před odbornou zkušební komisí v rámci ověřování jejich zvláštní odborné způsobilosti podle zákona §18 odst. 4.

4.4.2 Soustavný dohled nad radiační ochranou

Soustavný dohled nad radiační ochranou, upravuje [2], „ § 18 odst. 1 písm. i) zákona musí být zajištěn v rozsahu odpovídajícím zdrojům ionizujícího záření, s nimiž se na pracovišti

nakládá, způsobu nakládání s nimi, související míře možného ozáření, včetně ozáření plynoucího z předvídatelných poruch a odchylek od běžného provozu a s uvážením rizika vzniku radiační nehody nebo havárie. Soustavný dohled nad radiační ochranou se zajišťuje osobami s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany a dohlížejíci osobami. Provozovatel může k zajištění soustavného dohledu nad radiační ochranou zřídit specializovaný samostatný útvar a vybavit jej nezbytnými prostředky. V zařízeních, ve kterých úřad považuje za nezbytné zřízení takového specializovaného útvaru radiační ochrany poskytujícího specifické poradenství pro toto zařízení, musí být v případě, že se jedná o vnitřní organizační jednotku tohoto zařízení, tento útvar organizačně oddělen od výrobních a provozních útvarů. Tento útvar může být společný pro několik pracovišť.

K zajištění soustavného dohledu ustanovuje držitel povolení podle § 9 odst. 1 písm. d) a i) zák. dohlížejíci osobu a na všech pracovištích II. a vyšší kategorie zajišťuje přítomnost odpovídajícího počtu osob s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany. Přítomnost nejméně jedné osoby s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany zajišťuje pro činnosti v kontrolovaném pásmu také držitel povolení podle § 9 odst. 1 písm. r) zákona, ke službám v rozsahu podle § 59 odst. 1 písm. d) nebo objednatel této služby. Každá osoba s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany a dohlížejíci osoba musí mít zvláštní odbornou způsobilost odpovídající provozované činnosti a zdrojům ionizujícího záření.“ Je-li provozovatelem fyzická osoba, která má odpovídající zvláštní odbornou způsobilost, může činnosti dohlížejíci osoby, popřípadě osoby s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany vykonávat sama.

Dohlížejíci osobě držitel povolení umožní seznámit se všemi dokumenty majícími vztah k radiační ochraně a účastnit se jednání souvisejících s radiační ochranou.

Náplní činnosti dohlížejíci osoby je dle [2] “

a) sledovat a hodnotit plnění povinností držitele povolení při zajištění všech opatření na bezpečné nakládání se zdroji ionizujícího záření,

b) pomáhat vedoucím pracovníkům při plnění povinností držitele povolení k zajišťování radiační ochrany, upozorňovat je na zjištěné nedostatky a podávat jim návrhy na jejich odstranění.

Držitel povolení konzultuje s dohlížejíci osobou „vymezení sledovaných a kontrolovaných pásem a uplatňování příslušných požadavků na tato pásma a dále také zkoušení a kontrolu ochranných pomůcek a měřicích zařízení zejména při

- a) zevrubném posuzování projektů jednotlivých zařízení z hlediska radiační ochrany,
- b) uvádění do provozu nových nebo modifikovaných zdrojů ionizujícího záření,
- c) pravidelných kontrolách účinnosti ochranných pomůcek a technických postupů,
- d) pravidelných kalibracích měřicích přístrojů a pravidelných kontrolách jejich řádného provozu a správného používání.

Dohlížejíci osoba zpravidla pro provozovatele zabezpečuje následující činnosti v oblasti radiační ochrany

- a) informování pracovníků o práci se zdroji ionizujícího záření,
- b) vzdělávání radiačních pracovníků o bezpečném nakládání se zdroji,
- c) ověřování způsobilosti radiačních pracovníků k bezpečnému nakládání se zdroji ionizujícího záření pravidelnými zkouškami,
- d) přípravu programu monitorování, případně se podílí na měření a hodnocení podle schváleného programu monitorování,
- e) řádné vedení dokumentace předepsané z hlediska radiační ochrany pro pracoviště,
- f) evidenci o pohybu a stavu zdrojů ionizujícího záření, zařízení a přístrojů majících vliv na radiační ochranu,
- g) organizování přejímacích zkoušek, zkoušek dlouhodobé stability a zajištění zkoušek provozní stálosti zdrojů ionizujícího záření,
- h) vyšetřování mimořádných událostí nebo radiačních nehod, ztrát, nebo odcizení zdroje ionizujícího záření a realizaci nápravných opatření,
- i) sledování účasti pracovníků na předepsaných preventivních lékařských prohlídkách,.

Osoby s přímou odpovědností za zajištění radiační ochrany se na zajištění soustavného dohledu nad radiační ochranou podílejí zejména tím, že trvale dohlížejí na to, aby všichni pracovníci při své práci plnili požadavky ochrany zdraví i technické a administrativní požadavky k zajištění radiační ochrany [2].

4.4.3 Lékařský dohled

(1) Lékařský dohled nad radiačními pracovníky je založen na zásadách, kterými se obecně řídí ochrana zdraví při práci. Provádí se v rámci závodní preventivní péče o pracovníky lékaři zdravotnických zařízení poskytujících zaměstnavateli tuto péči podle zvláštních předpisů.

(2) Při lékařském dohledu se posuzuje zdravotní stav pracovníků kategorie A z hlediska jejich zdravotní způsobilosti pro úkoly při vykonávání radiačních činností. Za tím účelem musí mít oprávněný lékař přístup ke všem významným informacím, které souvisejí s hodnocením ozáření, včetně výsledků monitorování a údajů o pracovních podmínkách.

(3) Lékařský dohled zahrnuje následující lékařské preventivní prohlídky [2] “:

- a) vstupní, prováděnou vždy před zařazením pracovníka do kategorie A, jejímž cílem je posoudit zdravotní způsobilost zastávat předpokládané pracovní místo jako pracovník kategorie A,
- b) periodickou, prováděnou u pracovníků kategorie A jednou ročně, cílem které je ověřit, zda je pracovník i nadále z hlediska zdravotní způsobilosti schopen plnit své povinnosti při vykonávání radiačních činností,
- c) mimořádnou, prováděnou v případech, kdy je důvodné podezření, že došlo ke změně zdravotního stavu pracovníka kategorie A, a oprávněný lékař stanoví termín kratší, než je termín periodické prohlídky, nebo v případech, kdy podle posouzení ozáření úřadem došlo k překročení limitů ozáření a je nutné posoudit podmínky pro další vystavení vlivům záření při práci,
- d) výstupní.

(4) Oprávněný lékař je oprávněn při výstupní preventivní prohlídce doporučit registrujícímu lékaři zajistit pokračování lékařského dohledu následnými prohlídkami

(5) za účelem včasného zjištění možných změn zdravotního stavu souvisejících s ozářením v době výkonu práce, zejména v případech dlouhodobé práce na hranici limitů, a to i po ukončení pracovní činnosti a po tak dlouhou dobu, kterou považuje za nezbytnou k zabezpečení zdraví dotyčné osoby.

(6) Pro stanovení zdravotní způsobilosti pracovníků kategorie A se v lékařském posudku používá této klasifikace:

- a) zdravotně způsobilý pro výkon činností pracovníka kategorie A,
- b) zdravotně způsobilý pro výkon činností pracovníka kategorie A za určitých v lékařském posudku uvedených podmínek,
- c) zdravotně nezpůsobilý pro výkon činností pracovníka kategorie A.

(7) S výsledky a posudkovými závěry lékařských prohlídek musí být pracovník oprávněným lékařem seznámen. Pokud pracovník s lékařským posudkem a závěry lékařských prohlídek nesouhlasí, může uplatnit opravné prostředky podle zvláštního právního předpisu. Zdravotnické zařízení zasílá lékařský posudek se závěry o zdravotní způsobilosti pro výkon činností pracovníka kategorie A neprodleně příslušným držitelům povolení a zaměstnavateli.

(8) Žádná osoba nesmí být zaměstnávána nebo zařazována jako pracovník kategorie A po jakoukoli dobu na specifickém pracovním místě, je-li podle lékařského posudku zdravotně nezpůsobilá zastávat takové specifické pracovní místo. Došlo-li k překročení limitů ozáření, smí se další profesní ozáření uskutečnit jen za podmínek stanovených oprávněným lékařem při mimořádné prohlídce. Pracovník musí informovat svého zaměstnavatele, pokud se změní jeho zdravotní způsobilost tak, že již není plně zdravotně způsobilý pro výkon činností pracovníka kategorie A.

(9) Pro každého pracovníka kategorie A po dobu, po kterou je pracovník zařazen do této kategorie, vede oprávněný lékař jako součást lékařské dokumentace také údaje o charakteru pracovní činnosti, zjištěné v rámci lékařského dohledu, o výsledcích preventivních lékařských prohlídek včetně diagnostických závěrů o výsledcích předchozích lékařských vyšetření a o výsledcích osobního monitorování. Osobní dávky z výjimečných ozáření ve smyslu § 23 odst. 4, z havarijních ozáření podle § 2 písm. x) bodu 3 zákona a z havarijních ozáření zasahujících osob podle § 2 písm. x) bodu 4 zákona se zaznamenávají odděleně“. Dokumentace se uchovává až do doby, kdy osoba dosáhla nebo by dosáhla 75 let věku, v každém případě však po dobu alespoň 30 let po ukončení pracovní činnosti, během které byl pracovník vystaven ionizujícímu záření.

4.4.4 Sledované pásmo

Na některých pracovištích, zvláště I. kategorie, se zavádí tzv. sledované pásmo, což je prostor, kde za běžného provozu radiačních zdrojů by „radiační dávka mohla překročit obecné limity pro obyvatelstvo.

- (1) Sledované pásmo se vymezuje všude tam, kde se očekává, že *efektivní dávka* by mohla být vyšší než 1 mSv ročně nebo *ekvivalentní dávka* by mohla být vyšší než jedna desetina limitu ozáření pro oční čočku, kůži a končetiny stanoveného v § 20 odst. 1 písm. c) až e).
- (2) Sledované pásmo se zpravidla vymezuje na všech pracovištích I. až IV. kategorie. Sledované pásmo se nevymezuje, pokud by jeho rozsah nepřesáhl vymezení kontrolovaného pásma.
- (3) Sledované pásmo se vymezuje jako ucelená a jednoznačně určená část pracoviště, zpravidla stavebně oddělená. Na vchodech nebo ohraničení se sledované pásmo označuje upozorněním "Sledované pásmo se zdroji ionizujícího záření", případně i znakem radiačního nebezpečí 16) a údaji o charakteru zdrojů a rizik s nimi spojených.
- (4) Ve sledovaném pásmu se zajišťuje pouze monitorování pracoviště, pokud není v programu monitorování stanoveno jinak.
- (5) Provozovatel sledovaného pásma neprodleně oznámí úřadu každé pracoviště, na němž sledované pásmo vymezil, včetně popisu očekávané radiační činnosti a zdrojů ionizujícího záření, které mají být používány. Provozovatel sledovaného pásma také neprodleně oznámí úřadu, dojde-li ke změnám vymezení sledovaného pásma nebo k jeho zrušení“.[2]

4.4.5 Kontrolované pásmo

Kontrolovaným pásmem jsou nazývány ty prostory pracoviště, kde se pracuje s ionizujícím zářením (radioaktivními látkami nebo jinými zdroji ionizujícího záření) a kde je třeba dodržovat režim ochrany osob před ionizujícím zářením). Ve stávajících normách radiační ochrany se specifikuje: "Kontrolované pásmo se vymezuje všude tam, kde se očekává, že za běžného provozu nebo za předvídatelných odchylek od běžného provozu, by radiační dávka pracovníků mohla překročit 3/10 limitu pro radiační pracovníky". Vchody do kontrolovaného pásma musí být označeny varovnými znaky. Mají tam volný přístup jen poučení radiační pracovníci vybavení ochrannými pomůckami a osobními dozimetry, jiné osoby jen se svolením vedoucího příslušného pracoviště a jejich pobyt je zaznamenáván.

(1) Kontrolované pásmo se vymezuje všude tam, kde by efektivní dávka mohla být vyšší než 6 mSv ročně nebo kde by ekvivalentní dávka mohla být vyšší než tři desetiny limitu ozáření pro oční čočku, kůži a končetiny stanoveného v § 20 odst. 1 písm. c) až e). Pokud není zvláštním způsobem nakládání se zdroji ionizujícího záření, například časově omezeným používáním, odůvodněno jinak, je účelné kontrolované pásmo vymezit tam, kde se očekává, že

- a) příkon dávkového ekvivalentu ze zevního ozáření na pracovním místě bude v průměru za rok při běžném provozu zdroje záření vyšší než 2,5 $\mu\text{Sv/h}$,
- b) součet součinů objemových aktivit jednotlivých radionuklidů v ovzduší na pracovišti a konverzních faktorů h_{inh} pro příjem vdechnutím radiačním pracovníkem podle přílohy č. 3 bude v průměru za rok větší než 2,5 $\mu\text{Sv}\cdot\text{m}^{-3}$,

- c) radioaktivní kontaminace povrchů na pracovních místech bude vyšší než směrné hodnoty povrchové aktivity pro radioaktivní kontaminaci povrchů v kontrolovaném pásmu pracovišť s otevřenými zářiči uvedené v tabulce č. 1 přílohy č. 2.

(2) Kontrolované pásmo se vymezuje jako ucelená a jednoznačně určená část pracoviště, zpravidla stavebně oddělená, a s takovým zajištěním, aby do ní nemohly vstoupit nepovolané osoby. Na vchodech nebo ohraničení se kontrolované pásmo označuje znakem radiačního nebezpečí 16) a upozorněním "Kontrolované pásmo se zdroji ionizujícího záření, vstup nepovolaným osobám zakázán", případně i údaji o charakteru zdrojů a rizik s nimi spojených.

(3) Návrh na vymezení kontrolovaného pásma, který se podle bodu D.b.5, nebo I.7 přílohy zákona předkládá úřadu jako součást jím schvalované dokumentace k žádosti o příslušné povolení, zahrnuje dle [2]

- a) „rozsah kontrolovaného pásma zpravidla výčtem místností a schematickým plánkem; pro očekávaná terénní přechodná pracoviště, například defektoskopická nebo karotážní, se stanoví mez dávkových příkonů, která se použije k ohraničení kontrolovaného pásma na těchto pracovištích,
- b) zdůvodnění navrhovaného rozsahu kontrolovaného pásma, zejména výpočty a jiné důkazy dokládající splnění požadavků odstavce 1,
- c) popis stavebního nebo technického zajištění kontrolovaného pásma proti vstupu nepovolaných osob,
- d) předpokládaný počet osob pracujících v kontrolovaném pásmu a způsob jejich poučení o rizicích při práci v kontrolovaném pásmu, například uvedením vzoru pokynů pro vstup a práci v kontrolovaném pásmu.“

(4) Do kontrolovaného pásma mohou vstupovat jen osoby poučené o tom, jak se tam mají chovat, aby neohrozily zdraví své ani zdraví ostatních osob. U radiačních pracovníků se takové poučení uskutečňuje v rámci jejich přípravy podle § 26 prokazatelným způsobem a nejméně jednou ročně.

(5) Do kontrolovaného pásma nesmí vstupovat těhotné ženy a osoby mladší 18 let, kromě pacientů, kteří se na těchto pracovištích mají podrobit lékařskému ozáření, a kromě osob, které na těchto pracovištích pracují nebo se připravují na výkon povolání se zdroji ionizujícího záření.

(6) K výkonu práce v kontrolovaných pásmech se zařazují jen pracovníci kategorie A. Ostatní osoby mohou v kontrolovaném pásmu pracovat nebo pobývat jen v případě, že provozovatel kontrolovaného pásma zajistí takové podmínky, že jejich ozáření nepřekročí obecné limity.

(7) Pro pobyt v kontrolovaném pásmu se každý vybavuje ochrannými pracovními pomůckami přiměřenými způsobu své činnosti nebo důvodům svého pobytu v tomto pásmu.

(8) Pro pobyt radiačních pracovníků v kontrolovaném pásmu se zajišťuje osobní monitorování v rozsahu stanoveném v programu monitorování. Všichni pracovníci kategorie A musí být vybaveni osobními dozimetry. Jestliže příkon dávkového ekvivalentu v kontrolovaném pásmu může překročit 1 mSv/h musí být radiační pracovníci vstupující do kontrolovaného pásma vybaveni rovněž operativními (signálními, přímoodečítacími nebo jinými v programu

monitorování schválenými) osobními dozimetry; tato ustanovení se na pracovištích III. a IV. kategorie vztahují na každou osobu, kromě osob, které vstupují do kontrolovaného pásma zdravotnického pracoviště, aby se tam podrobily léčení nebo vyšetření s použitím zdrojů ionizujícího záření.

(9) V kontrolovaném pásmu pracovišť IV. kategorie a v kontrolovaném pásmu pracovišť s otevřenými radionuklidovými zariadeními III. kategorie a II. kategorie, pokud není v podmínkách povolení stanoveno jinak, se pracuje po převléknutí a při výstupu z nich se provádí kontrola radioaktivní kontaminace, v případě potřeby i osobní očista [2].

4.5 Ochranné pomůcky

Radiační monitorování je součástí provozů, ve kterých je možnost zvýšeného nebezpečí náhlého zvýšení radiace, na pracovištích s ionizujícím zářením, mezi které patří skládky vyhořelého jaderného paliva, okolí jaderných elektráren atd. Jedná se o cílené měření veličin charakterizujících záření za účelem zajištění optimální úrovně ochrany osob a pracovního či životního prostředí.

Pracovníci v kontrolovaném pásmu mají speciální pracovní obleky a boty, do kterých se při příchodu na směnu převléknou. Pracovníci jsou vybaveni dvěma typy dozimetrů. Každý pracovník opouštějící reaktorový sál je podroben dozimetrické kontrole dlaní a podrážek bot, čímž se zjišťuje případná povrchová kontaminace radioaktivními materiály. Dále následují ještě dvě dozimetrické kontroly povrchové kontaminace těla při opouštění kontrolovaného pásma. První je v pracovním oděvu a druhá, ve spodním prádle, je desetkrát citlivější.

4.5.1 Monitorování zevního ozáření

Monitorování zevního ozáření osob se za normálních podmínek uskutečňuje jednak osobními dozimetry, jednak na základě údajů monitorů pracovního prostředí. Jak již bylo řečeno, nepřekročení limitů pro profesionální ozáření se považuje za dostatečně prokázané, pokud nejsou překročeny stanovené odvozené limity, vyjádřené ve snáze měřitelných veličinách. Tento předpoklad je realistický, když osobní dozimetr kalibrovaný v dané veličině vykazuje "požadovanou" energetickou a úhlovou závislost, a radiační pole je "dostatečně" homogenní, aby údaj dozimetru byl reprezentativní pro ozáření osoby.

V principu lze v praxi očekávat tři typy ozáření pracovníka, příp. jejich kombinaci:

- a) dominantně ve směru hrud' – záda; ve většině případů se pracovník při práci nachází čelem ke zdroji záření,
- b) ze zadního poloprostoru; zpravidla při transportu radioaktivních látek (řidič – náklad),
- c) rovinně či sféricky isotropním polem; činnost v poli rozptýleného záření, při změnách orientace pracovníka vůči zdroji.

Volba osobního dozimetru pak závisí nejen na druhu záření v daném radiačním poli, nýbrž i na tom, jaká dozimetrická informace je vyžadována. V praxi se nejčastěji používají následující typy osobních dozimetrů:

- dozimetry fotonů - dávající informaci o hodnotě veličiny $H_p(10)$ v polích záření X a gama,
- dozimetry beta a gama záření – dávající současně informaci o hodnotách $H_p(0.07)$ i $H_p(10)$ v daném radiačním poli,
- komplexní dozimetry pracující na diskriminačním principu - dávající informaci nejen o hodnotách $H_p(10)$, $H_p(0.07)$, nýbrž i o typu záření, jeho efektivní energii, příp. i o orientaci osoby v poli záření, apod.,
- dozimetry neutronů - dávající informaci o hodnotě $H_p(10)$ v radiačním poli neutronů,
- dozimetry extremit - dávající informaci o úhlové distribuci radiačního pole a o velikosti ozáření (dávce) dané části těla (končetin apod.).

V radiačních polích, kde je dominující složkou záření gama, je zpravidla postačující měření veličiny $H_p(10)$ pomocí jednoduchého osobního dozimetru – k tomuto účelu se používají dozimetry citlivé a energeticky nezávislé v dané veličině v širokém energetickém rozsahu – termoluminiscenční, fotoluminiscenční, filmové. Řada moderních elektronických dozimetrů je rovněž schopna zajistit přímé měření $H_p(10)$ s energetickým prahem 20 až 80 keV.

V případě ozáření typu a) a zpravidla i typu c) se osobní dozimetr nosí na referenčním místě, jímž je přední levá strana hrudníku, tj. obvykle nejvíce ozařovaná oblast těla. V případě ozáření typu b) je doporučováno nošení dozimetrů na zádech, či doplnění dozimetru nošeného na referenčním místě o dozimetr na zádech. Je-li radiační pole tvořeno pronikavým zářením (zářením gama a rentgenovým zářením s vyšší energií) lze i pomocí osobního dozimetru umístěného na straně těla odvrácené od zdroje záření odhadnout dávku, kterou pracovník obdrží, příp. i směr ozáření.

Jestliže radiační pole obsahuje významný podíl slabě pronikavého záření (záření beta, elektrony a fotony s energií nižší než 30 keV), kdy hodnota $H_p(0.07)$ může být vyšší než hodnota $H_p(10)$, je nutné, aby osobní dozimetr byl schopen měřit dávkový ekvivalent též v hloubce 7 mg.cm^{-2} (to odpovídá hloubce 0,07 mm v tkáni ekvivalentnímu prostředí s hustotou 1 g/cm^3). K tomu se využívají filmové dozimetry s vhodně volenou sestavou absorpčních filtrů nebo vícesložkové termoluminiscenční dozimetry umožňující stanovení jak $H_p(10)$ tak i $H_p(0.07)$.

Umísťování osobních dozimetrů na jiném než referenčním místě. Měření dávkového ekvivalentu v hloubce 3 mg.cm^{-2} není zpravidla nutné – dávkový ekvivalent v oční čočce se s dostatečnou přesností dá ocenit pomocí hodnot $H_p(0.07)$ a $H_p(10)$. V silně nehomogenních radiačních polích, kdy hodnoty $H_p(0.07)$ a $H_p(10)$ nejsou dostatečně reprezentativní pro hodnocení ozáření oční čočky a současně toto ozáření může být významné, je třeba umístit dozimetr v blízkosti očí (na čapce, čele apod.).

Vybavit pracovníka dozimetrem na ruce či jiném místě těla vystaveném při dané praxi významnému ozáření je účelné tehdy, když pracovník provádí nezbytné pracovní úkony v blízkosti vymezeného svazku záření nebo ve vzdálenosti menší než 0,1 m od zdroje záření. Specifickým případem může být ozáření osoby úzkým svazkem u urychlovačů částic,

experimentálních svazků jaderných reaktorů, apod. V těchto případech faktor nehomogenity ozáření může dosáhnout hodnot 100 a více. Jako vodítko pro použití dozimetru na ruce může být, že odhad dávky na ruce převyšuje desetinásobek dávky na referenčním místě (publikace IAEA No. RS-G-1.3).

Osobní dozimetrie ve směsných polích záření gama a neutronů. Zvláštní pozornost z hlediska osobní dozimetrie představují směsná pole záření gama a neutronů. Ve většině v praxi se vyskytujících směsných radiačních polí (radiační pole za masivními stíněními - jaderné reaktory, urychlovače) je podíl složky záření gama tak významný, že na základě údaje dozimetru fotonů lze s dostatečnou přesností odhadnout i celkové ozáření pracovníka. Jsou však radiační situace, například při karotážních pracích, kdy pracovníci se nacházejí v polích prakticky nestíněných

neutronových zdrojů. V těchto případech může být podíl neutronové složky dávky natolik významný, že monitorování osobním dozimetrem záření gama musí být doplněno o osobní neutronový dozimetr např. vícesložkový albedo dozimetr či dozimetr na bázi detektorů stop s různými typy radiátorů.

Speciální havarijní systémy osobního monitorování jsou zaváděny na pracovištích, kde nelze při ztrátě kontroly nad zdrojem ionizujícího záření vyloučit významné jednorázové zevní ozáření, v případech, kdy charakter zdroje je příčinou významných variací příkonu dávkového ekvivalentu, nebo tam, kde radiační pole, v nichž se pracovníci nacházejí, jsou proměnná z hlediska podílu jednotlivých typů a energie záření v daném místě (jaderná zařízení, urychlovače částic, zdravotnická zařízení). I v těchto případech se preferují komplexní dozimetrie (měřící gama, beta i neutronovou složku radiačního pole). Může-li zdroj záření způsobit jednorázovým ozářením překročení pětinasobku stanoveného limitu, program osobního monitorování zahrnuje jak vybavení pracovníků vhodnými dozimetry, tak stanovené postupy vyhodnocení výsledků, umožňující přesné stanovení dávek a jejich distribuce v těle pracovníků, včetně rekonstrukce nehody. Dozimetrické hodnocení dané události se provádí vždy v případě vzniku podezření, že došlo k neplánovanému významnému jednorázovému ozáření pracovníka.

4.5.2 Osobní filmové dozimetrie

Filmové dozimetrie pracují na principu fotochemických účinků ionizujícího záření. Poskytují informaci o osobním dávkovém ekvivalentu od fotonového záření a elektronů, druhu záření a jeho energii, směru a časovému rozložení ozáření a o případné kontaminaci.

Základem dozimetru je políčko fotografického filmu, světlotěsně zabalené do černého papíru. Ionizující záření prochází obalem filmu a ve fotoemulzi vytváří latentní obraz, který se vyvoláním zviditelní. Optická hustota zšednutí či zčernání filmu, kterou lze vyhodnocovat fotometricky, je pak mírou integrálního množství záření, které filmem prošlo během expozice, čímž indikuje také dávku, která by byla absorbována v tkáni vystavené této expozici.

4.5.2.1 Technické parametry filmového dozimetru CSOD

Dozimetrický film: Foma Personal Monitoring Film

Dozimetrická kazeta: filmová kazeta CSOD

Měřené veličiny [13]:

- osobní dávkový ekvivalent $H_p(10)$
- osobní dávkový ekvivalent $H_p(0.07)$
- z veličiny $H_p(10)$ a stanovené energie záření se počítá efektivní dávka E (dle ICRP 74)
- veličina $H_p(0.07)$ udává ekvivalentní dávku H_T

Rozsah měření: 0,05 mSv – 2,0 Sv

Nejistota měření: do $\pm 25\%$ (v rozsahu 0,3 mSv – 2,0 Sv)

pod 0,3 mSv nejistota vzrůstá, u 0,1 mSv nepřevyšší $\pm 50\%$

Příkon dávkového ekvivalentu: bez omezení

Rozsah energií záření:

- 10 keV – 15 MeV pro fotonové záření (záření rtg a gama)
- 0,5 MeV – 15 MeV pro elektrony
- tepelné neutrony (měření vyžaduje použití upravených kazet)

Rozsah pracovních teplot: 0 až 45 °C (film nesmí zmrznout – nutno zajistit při práci venku v zimě)

Přípustné pracovní prostředí: škodí organická rozpouštědla. Pro dosažení uvedených vlastností je nutné zajistit, aby filmový dozimetr byl nošen na referenčním místě na oděvu (neumisťuje se do kapsy apod.) a to tak, aby okénko (otvor v kazetě) bylo odvráceno od těla [13].

4.5.3 Osobní termoluminiscenční dozimetry

Termoluminiscenční dozimetry využívají vhodné krystalické látky, v nichž ionizující záření vyvolává excitaci a zachycení elektronů v energeticky vyšších stavech. Při zahřívání jsou zachycené elektrony uvolňovány. Látka vyzařuje světlo, jehož celková energie je úměrná energii ionizujícího záření pohlceného v této látce. Detekce vyzářené energie je zpravidla prováděna scintilačními detektory. Používají se různé druhy termoluminiscenčních materiálů, mezi nejznámější patří LiF, CaF₂, MgBeO₄, BeO, apod., dopované různými topovými prvky.

Z počátku se používaly termoluminiscenční detektory spíše jako operativní dozimetry, nyní jsou běžné hromadné aplikace v celostátních službách osobní dozimetrie, a to proto, že se podařilo vyvinout standardizované detektory (tzn. ve velkých sériích vyráběné prvky o stejných vlastnostech), ale i sofistikované vyhodnocovací systémy (spojené s technikou PC) dovolující automatizované vyhodnocování.

Předností termoluminiscenčních detektorů je.

- Existence termoluminiscenčních látek s vlastnostmi blízkými lidské tkáni, což s sebou přináší skutečnost, že energie ionizujícího záření je citlivému objemu detektoru sdělována podobnými (kvalitativně i kvantitativně) procesy jako stejnému objemu lidské tkáně,
- vysoká citlivost a schopnost přesného měření odezvy,

- poměrně široká oblast lineární závislosti dávka x odezva detektoru,
- možnost mnohonásobného použití detektoru, ovšem s opakovaným používáním je třeba sledovat citlivost detektoru

Základní nevýhodou termoluminiscenčních detektorů je jejich citlivost na světlo, což vyžaduje, zejména v aplikacích kde je nutná vysoká přesnost, při praktickém používání zabezpečit jejich ochranu světlotěsným obalem. Stále častější je používání vícesložkových termoluminiscenčních dozimetrů, podobně jako u filmových dozimetrů je použito buď sady absorpčních filtrů k odhadu energetické distribuce radiačního pole, nebo dozimetr tvoří několik druhů termoluminiscenčních detektorů, s různou citlivostí k určitému druhu záření. Do druhé skupiny patří např. detektory fotonů a neutronů na bázi páru LiF detektorů s různým obsahem Li⁶, což zapříčiňuje rozdílnou citlivost detektoru ke vzniku α – částic z reakce typu (n, α) na Li-6 jádrech

4.5.3.1 Technické parametry TL dozimetru CSOD

Termoluminiscenční detektor: aluminofosfátové sklo

Dozimetrická kazeta: kazeta OTLD CSOD

Měřená veličina: osobní dávkový ekvivalent $H_p(10)$

efektivní dávka $E = H_p(10) \times 0,9$ (dle ICRP 74)

Rozsah měření: 0,2 mSv – 10 Sv s nejistotou do $\pm 25 \%$

Hodnoty nižší než 0,2 mSv nejsou vzhledem k nejistotě měření ve výsledcích uváděny, od hodnoty 0,05 mSv se však uchovávají pro roční hodnocení efektivní dávky E , pro kterou platí

$$E = H_p(10) \times 0,9$$

Rozsah záření: 30 keV – 15 MeV pro fotonové záření (záření rtg a gama)

Vlivy na dozimetr a jeho hodnocení:

- odolnost mechanická: nevadí otřesy a tlaky vyskytující se při běžných manipulacích
- odolnost k vlhkosti: dozimetr lze otírat vlažnou vodou a očistit vatou zvlhčenou lihem
- teplotní rozsah: -10 °C do + 40 °C
- odolnost chemická: škodí rozpouštědla, zejména chlorovaná

TL dozimetry se používají také v prstových dozimetrech CSOD. Prstový termoluminiscenční dozimetr se skládá ze skleněného termoluminiscenčního detektoru a pouzdra z plastické hmoty ve tvaru prstenu s kompenzačním filtrem. Poskytuje informaci o hodnotě ekvivalentní dávky na končetinách pracovníků při manipulacích v polích fotonového záření s energií vyšší než 30 keV, příp. elektronů s energií vyšší než 2 MeV [13].

4.5.4 Elektronické dozimetry s přímým odečtem

Pro použití okamžitého, nebo průběžného měření osobní radiační dávky slouží elektronické dozimetry. Tyto přístroje obsahují vhodný elektronický detektor záření (většinou G.-M. trubici, pro vyšší dávky, příp. ionizační komůrku) a vyhodnocovací elektroniku s číselným displejem

pro okamžitý odečet. Umožňují měřit jak okamžitý dávkový příkon, tak celkovou dávku. Zpravidla lze též nastavit určitou signální úroveň dávkového příkonu či dávky, při jejímž překročení se spustí akustická indikace. Díky miniaturním rozměrům je lze nosit podobně jako ostatní osobní dozimetry.

Tyto dozimetry nahradily dříve používané *tužkové dozimetry* s ionizační komůrkou a elektrometrem, jehož vláknová ručička umožňovala okamžitý odečet dávky.

S vývojem miniaturizace elektroniky, výpočetní techniky, s jejich ekonomickou dostupností nabyly na významu elektronické osobní dozimetry. Zpravidla pracují na bázi GM – detektorů (vhodně kompensované detektory jsou schopny detekovat fotony o energii vyšší než 30 keV), či v poslední době polovodičových – Si-detektorů. Elektronické dozimetry s třemi Si – diodami (z nichž každý má jinou energetickou závislost) umožňují současné měření několika dozimetrických veličin - $H_p(10)$, $H_p(0.07)$, a to odděleně pro záření gama a beta (s energií vyšší než 250 keV). Elektronické dozimetry, jež jsou obvykle signální, lze použít jak pro měření dávky, tak dávkového příkonu.

Z počátku se používaly jako operativní dozimetry zejména v jaderných elektrárnách, v poslední době se jejich použití rozšiřuje i do jiných oblastí a začínají se používat dozimetrickými službami i jako legální dozimetry – tzn. autorizované pro hodnocení ozáření osob ve vztahu k limitům. Při spojení elektronického dozimetru s kódovanou kartou a s počítačovým vyhodnocením odezvy dozimetru lze stanovit nejen dávku, kterou osoba obdržela v daném časovém intervalu, ale i v kterém pracovním místě, příp. při jaké pracovní činnosti. Systém dovoluje i celostátní automatizovanou registraci dávek a jejich hodnocení. Vývoj těchto dozimetrů pokračuje a určitě bude i nadále pokračovat tak, aby byla postupně odstraněna všechna závažnější omezení jejich použití jako legálních dozimetrů v praxi (např. vliv vysokofrekvenčních elektromagnetických polí na odezvu dozimetru). Tento trend je již nyní velmi zřetelný např. ve Velké Británii a Francii.

4.5.5 Neutronový dozimetr

Jako neutronový dozimetr se používá stopový detektor v pevné fázi (SSTD) v sendviči se štěpitelnými fóliemi z U^{235} a Th^{232} . V některých zemích a k některým aplikacím jsou stále používány jaderné emulze. V poslední době se začínají používat bublinkové detektory. Stopový detektor je pevné dielektrikum, kdy nabití ionty jako protony, alfa částice nebo ionty s vyšším atomovým číslem při průchodu tímto materiálem předávají energii podle dráhy letu atomům tohoto materiálu, ionizují je a vytvářejí stopy. Stopy mají v průměru nanometry a je nutno je leptáním zvětšit tak, aby byly viditelné aspoň pod mikroskopem. Slída a sklo se leptají horkou koncentrovanou kyselinou flourovodíkovou, polymery se leptají horkým koncentrovaným hydroxidem draselným.

V naší celostátní službě osobní dozimetrie se jako detektor používá acetobutyráť o tloušťce cca desítky mikronů. Je leptán tak, aby stopy v detektoru vytvořily otvory. Stopy jsou pak počítány tzv. „jiskrovým počítačem“, to znamená, že otvory probíhají jiskry, jejichž počet je úměrný počtu stop.

Nejčastěji se používají tři typy detektorů stop v pevných látkách v závislosti na tom, jaký typ radiátorů používají k vytvoření sekundárních nabitých částic, které v nich v detektoru vytváří měřitelné stopy

- detektory se štěpnými radiátory,
- detektory odražených protonů,
- detektory založené na (n,α) reakci.

V první skupině se používají pro detekci rychlých neutronů radiátory na bázi Np-237 (energetický práh odpovídá 0.6 MeV), Th²³² (1.3 MeV), U²³⁸ (1.5 MeV), pro detekci tepelných a intermediálních neutronů se používá uranových radiátorů obohacených o U²³⁵, někdy současně v a bez Cd-obalu ke stanovení podílu tepelných neutronů. Kombinace detektoru s dvěma radiátory, např. U, s vyšším obsahem U²³⁵ a Th²³² lze využít, na základě závislosti poměru počtu stop pod oběma radiátory na střední energii spektra neutronů, k odhadu podílu rychlých a intermediálních neutronů.

Jako detektory rychlých neutronů pracující na bázi odražených protonů se používají látky bohaté na vodík polymerní látka (nejčastěji se používá polykarbonátů, nitrátů celulózy, materiálu typu CR³⁹). Při použití výpočetní techniky při vyhodnocování a z měření parametrů stop, používají se tlusté detektory a odleptávají se různě silné vrstvy detektoru, z čehož se stanoví distribuce stop podle jejich délky, energie odražených protonů, lze ocenit i energii, případně distribuci LPE neutrony vytvořených částic a pak usuzovat na energetickou distribuci samotných neutronů.

Bublinkové dozimetry jsou založeny na následujícím principu – průhledný, elastický polymer je smíšen s kapkami přehřáté kapaliny (používá se např. freon); interakcí neutronů s polymerem vznikají protony. Jestliže se proton srazí s kapkou, může způsobit její vypaření – vytvoření (v místě vzniku setrvávající) viditelné bubliny v polymeru. Počet vytvořených bublin je úměrný dávce od neutronů absorbované v detektoru. V posledních letech se komerčně vyrábějí jak přímo odečitatelné, operativní dozimetry, tak bublinové dozimetry s možností automatického počítání bublin řízené počítačem pro hromadné zpracování odezev. Výhodou těchto dozimetrů je vysoká citlivost (od jednotek μSv), praktická necitlivost k záření gama. Lze vyrobit detektory s energetickým prahem od 100 keV do jednotek MeV. Nevýhodou je vysoká citlivost detektoru k vnější teplotě a nevelký dávkový rozsah, což limituje jejich použití, pokud nejsou kombinovány s jiným typem detektoru.

4.5.5.1 Technické parametry neutronového dozimetru CSOD:

Složení dozimetru

- a) detektor stop – polyester Mylar tloušťky 8 μm o rozměrech (20x40) mm^2 , připevněný na identifikačním rámečku z PVC;
- b) dvojice radiátorů (transformačních fólií) z intermetalické slitiny UAl (cca 18 % hmotnostních uranu obohaceného U²³⁵ na 90 % ve slitině s hliníkem) tloušťky cca 100 μm ; dvojice radiátorů z kovového thoria tloušťky cca 20 μm ; radiátory mají

- rozměry (20x20) mm² a jsou přilepeny na 2 kadmiových filtrech o rozměrech (20x40x0,5) mm³;
- c) stínící kadmiová krabička dvoudílná z plechu tloušťky 0,5 mm, do které se vkládá systém detektor – radiátory;
- d) kazeta dozimetru neutronů z tvrzeného polystyrenu o rozměrech (74x40x7) mm³ se špendlíkem pro upevnění na oděv

Měřené veličiny a rozsahy měření:

- energie neutronů v intervalu od cca 0,5 keV do 20 MeV (intermediální a rychlé neutrony)
 - osobní dávkové ekvivalenty: 1,25 mSv – 2 Sv, s nejistotou do $\pm 30\%$ za předpokladu, že je znám primární zdroj neutronů.
- V ročních výsledcích se uvádí efektivní dávka $E = H_p(10)$. V této hodnotě jsou zahrnuty také hodnoty $H_p(10) < 1,25$ mSv, které v měsíčních hlášeních nejsou uváděny, ale jsou uchovávány v paměti počítače.

Ostatní vlastnosti:

- účinnost detekce je energeticky závislá a kompenzuje se experimentálně stanovenou kalibrační funkcí,
- pro použitou metodiku zpracování je detektor citlivý pouze na neutrony rychlé a intermediální, k záření gama neb elektronům je necitlivý, stejně tak i k tepelným neutronům,
- mechanická a chemická odolnost dobrá pro použití v běžných podmínkách,
- vlhkost neovlivňuje ani dozimetr, ani jeho vyhodnocení,
- škodí organická rozpouštědla, koncentrované louhy a kyseliny (v bezprostředním kontaktu).

Dozimetry se nosí na referenčním místě vedle dozimetru filmového. Dozimetr neutronů nelze nosit ani uchovávat bez dozimetrické kazety (plastické pouzdro) ani bez stínící kadmiové krabičky.

Výsledky měření jsou udávány ve veličině osobní dávkový ekvivalent v 10 mm tkáň $H_p(10)$. Používá-li se u objednatele více neutronových zdrojů, jsou uváděny osobní dávkové ekvivalenty jednak pro dva (tři) případy kalibrací ve veličině $H_p(10)$ štěpným spektrem neutronů (Cf^{252}) a dalším neutronovým spektrem (neutronový generátor). Pro vyšší hodnoty $H_p(10)$ je nutné, aby odpovědný pracovník upřesnil, která kalibrace v daném období nejlépe vyhovuje.

Výsledky měření osobního dávkového ekvivalentu mají nejistotu nižší než $\pm 30\%$ (95 % hladina významnosti) za předpokladu, že je znám primární zdroj neutronů, neboť u moderovaných spekter neutronů lze primární zdroj z údajů dozimetru pouze odhadnout s určitou pravděpodobností, která závisí na způsobu moderace.

4.5.6 Albedo dozimetr

Dávku přijatou od tepelných neutronů lze stanovit kromě filmového dozimetru také *albedo dozimetrem*. Tyto dozimetry jsou založeny na principu *termoluminiscence lithiumfluoridu*. Li_7F detekuje pouze záření gama, Li_6F detekuje záření gama i tepelné neutrony. Při kombinaci s filtrem z Cd lze tímto dozimetrem měřit tepelné neutrony dopadající na člověka, ale i ty, co vycházejí z těla, též zvané „albedo neutrony“. Ty vznikají moderací rychlých neutronů v lidském těle.

Specifickou skupinu osobních dozimetrů neutronů tvoří albedo-dozimetry. Jsou založeny na detekci neutronů rozptýlených a zpětně odražených v lidském těle a vstupujících ze zadního poloprostoru do detektoru umístěného na těle. Všechny detektory tepelných neutronů mohou sloužit jako albedo-dozimetry, nejčastěji se používá termoluminiscenčních detektorů, jsou známy i albedo-detektory na bázi stopových detektorů se štěpnými materiály. Nejznámější je dozimetr tvořený dvojicí $Li_6F + Li_7F$ detektorů. Oba detektory mají různou citlivost k neutronům - účinný průřez reakce (n, α) na Li_6 je o několik řádů vyšší než na Li_7 , avšak prakticky stejnou citlivost k záření gama. Odezva albedo-dozimetru je však silně energeticky závislá. Pomocí kalibrace dozimetru v neutronových polích podobných těm, v nichž se osoby v praxi budou nacházet, lze stanovit pro danou třídu spekter kalibrační faktor, pomocí kterého lze dozimetrickou veličinu stanovit s požadovanou přesností. Obecně však platí, že dostatečně přesné odhady dávky od neutronů v neznámých polích neutronů pomocí albedo-dozimetru lze získat pouze tehdy, když je k dispozici alespoň hrubý odhad podílu rychlých neutronů v daném poli – proto se často kombinuje albedo-dozimetr s dozimetrem rychlých neutronů (nejčastěji se stopovým dozimetrem). Výhodou albedo-dozimetru na bázi dvojice $Li_6F + Li_7F$ je skutečnost, že vedle odhadu dávky od neutronů lze získat i rozumný odhad dávky od záření gama právě využitím již zmíněné rozdílné citlivosti k neutronům.

5 ZDROJE EMISÍ RADIONUKLIDŮ JE

Vliv jednotlivých radionuklidů závisí na jejich poločasu rozpadu, na druhu a energii vysílaného záření, na chemické formě radionuklidů v životním prostředí a na jejich biologickém poločasu. Jelikož reaktor, kde probíhá řízená štěpná reakce využívaná jako zdroj energie, je dostatečně odstíněn systémem biologického stínění, není okolí prakticky zatěžováno neutronovým ani gama zářením pocházejícím z tohoto zdroje. Zdrojem ionizujícího záření, se kterým musíme počítat při provozu jaderné elektrárny, jsou radionuklidy obsažené v provozních výpustech. Nesmí znečištění kapalných či plyných výpustí radionuklidy překročit míru stanovenou vyhláškou SÚJB č. 184/1997 Sb., o požadavcích na zajištění radiační ochrany.

Zajištění vnitřní a vnější bezpečnosti z hlediska možných úniků aktivity prostřednictvím vzduchotechniky je realizováno za provozu bloku vytvářením tlaku vzduchu v obálce na nižší tlakové úrovni, než je tlak v okolí obálky. Vytvářený rozdíl tlaku 200 Pa zajišťuje, že z obálky za normálního provozu nemůže nekontrolovatelně uniknout žádná aktivita. U prostorů s výskytem aktivity umístěných mimo ochrannou obálku je udržován rovněž podtlak cca 50 Pa oproti okolním prostorům s nižší aktivitou nebo bez výskytu aktivity. Rozdíly tlaku mezi prostory se realizují pomocí automatických přetlakových klapek, které jsou založeny na mechanickém principu a tím jsou spolehlivé, nezávislé na dodávce energie.

5.1 Kapalně výpusti

Limity kapalných výpustí vycházejí z přepočtu aktivit výpustí na 50-ti roční úvazek efektivní dávky $H_{50,L}$ pro dospělého jedince obyvatelstva. Toto limitování výpustí ve veličinách charakterizujících ozáření osob dovoluje okamžité srovnání ozáření jednotlivce z kritické skupiny obyvatelstva kapalnými výpustmi z elektrárny s ozářením od ostatních zdrojů ozáření (přírodní zdroje, lékařská expozice, atd.).

Pro konstrukci limitu byl jako jednatel z kritické skupiny obyvatelstva definován člověk, který celou roční spotřebu pitné vody 0,7 m³ realizuje z vodoteče pod vyústěním odpadních vod z JE Temelín v profilu Kořensko, kde se uvažuje průměrný roční průtok 50 m³/s.

Předpoklad takto definované kritické skupiny je silně konzervativní, neboť reálně nikdo z obyvatelstva nepožívá neupravenou říční vodu. Přepočet aktivit výpustí na 50-ti roční úvazek efektivní dávky jednotlivce kritické skupiny byl proveden pomocí faktoru $H_{50,j}$ [Sv/Bq] (j - index radionuklidu).

Podle výše uvedeného Rozhodnutí nesmí roční výpusti tritia způsobit u jednotlivce z obyvatelstva vyšší 50-ti roční úvazek $H_{50,L}$ než 0,16 μSv při provozu 1 bloku a 0,32 μSv při provozu 2 bloků elektrárny. Roční výpusti ostatních umělých radionuklidů (aktivační a štěpné produkty) nesmí způsobit u jednotlivce z obyvatelstva vyšší 50-ti roční úvazek $H_{50,L}$ než 0,004 μSv při provozu 1 bloku a 0,006 μSv při provozu 2 bloků elektrárny. Z těchto povolených hodnot výpustí je vidět, že obecný limit pro ozáření z kapalných výpustí z elektrárny 50 μSv, daný vyhláškou SÚJB č.184/1997 Sb., bude čerpán méně než jedním procentem [3].

Ovlivnění říčního toku pak bude přímo závislé na aktuálním průtoku v profilu výpustního místa. To znamená, že výsledné objemové aktivity v řece za výpustním místem při průměrném ročním průtoku $50 \text{ m}^3/\text{s}$ budou cca $6 \cdot 10^{-4} \text{ Bq/l}$ (celková beta aktivita bez tritia) a aktivita tritia cca 25 Bq/l .

5.2 Plynné výpusti

Za normálního provozu vznikají v jaderné elektrárně radionuklidy, z nichž malá část, která se nezachytí na filtrech nebo se nerozpadne, je vypouštěna ve vzdušninách ventilačními komíny do ovzduší. Při hodnocení účinku plynných výpustí na životní prostředí a obyvatelstvo je nutno zvažovat následující cesty ozáření:

- vnější ozáření organismu radionuklidy z vlečky výpustí
- vnější ozáření organismu radionuklidy usazenými na zemském povrchu (v důsledku suchého vypadávání a vymývání z vlečky)
- vnitřní ozáření organismu při inhalaci kontaminovaného vzduchu při průchodu vlečky výpustí
- vnitřní ozáření organismu způsobené inhalací kontaminovaného vzduchu v důsledku resuspenze původně usazených radionuklidů
- vnitřní ozáření organismu z ingesce potravinových produktů kontaminovaných atmosférickým spadem (zde je zvažován transport radionuklidů v celém potravinovém řetězci).

Při šíření vlečky výpustí do okolí z oblaku vypadávají a jsou vymývány aerosoly, které se pak usazují na zemském povrchu. Část původně usazených radionuklidů je vystavena působení větru, deště, sněhu a jiným povětrnostním vlivům, které odnáší usazeniny. V případě dešťových srážek se část radionuklidů dostává do vodotečí. Radionuklidy usazené na propustných površích se postupem času dostávají do hlubších vrstev půdy. Externí ozáření z deponovaných radionuklidů tvoří nejmenší příspěvek k efektivní dávce ze všech uvažovaných cest (méně než 1 %). Radionuklidy, které vypadávají nebo jsou vymývány z vlečky, se postupně dostávají do vod, do půdy a rovněž do rostlin - buď kořenovou, nebo listovou cestou. Pak se potraviními řetězci konzumací potravy rostlinného i živočišného původu dostávají až do organismu člověka. Úvazek efektivní dávky v důsledku ročního příjmu ingescí pak při projektovém složení výpustí a při zvoleném dynamickém modelu ingesce (s ohledem na dobu sklizně příslušných plodin v kalendářním roce) činí cca 17 %. Úvazek efektivní dávky z inhalace radionuklidů z vlečky nebo uvolněných do vzduchu resuspenzí z povrchu činí cca 28 %. Příspěvek z vnějšího ozáření z vlečky k celkové efektivní dávce činí cca 54 %.

6 Jaderný odpad

6.1 Legislativa spojená s jadernými odpady

Ze zákona č.18/1997Sb. plyne, že každý, kdo nakládá s jadernými odpady, musí brát na zřetel jejich fyzikální, biologické a chemické vlastnosti, které by mohli být příčinou nebezpečí při nakládání s nimi.

Vlastník radioaktivních odpadů, nebo jiná právnická či fyzická osoba nakládající s věcí vlastníka takovým způsobem, při kterém vznikají radioaktivní odpady, v zákoně se dále označuje jako „původce“, nese veškeré náklady, které jsou spojeny s jejich nakládáním od doby jejich vzniku až po jejich uložení, včetně monitorování úložišť radioaktivních odpadů včetně jejich uzavření potřebných výzkumných a vývojových prací. Pokud bude uzavřena smlouva týkající se práva nakládání s radioaktivními odpady nebo jejich vlastnictví, musí být uzavřena písemnou formou.

Do doby, než ozářené nebo vyhořelé jaderné palivo jeho původce nebo Úřad prohlásí za radioaktivní odpad, se na nakládání s ním vztahují také požadavky jako na radioaktivní odpady. Vlastník ozářeného nebo vyhořelého jaderného paliva je povinen nakládat s ním takovým způsobem, aby nebyla snížena možnost jeho další úpravy. Na nakládání s radioaktivními odpady se nevztahuje zákon č.238/1991 Sb., o odpadech, ve znění zákona č.300/1995 Sb. Podrobnosti pro nakládání s radioaktivními odpady stanovuje prováděcí předpis. Stát ručí za bezpečné ukládání všech radioaktivních odpadů, včetně monitorování a kontroly úložišť i po jejich uzavření za podmínek, které stanoví zákon č.18/1997Sb.

Ministerstvo průmyslu a obchodu zřizuje Správu jako státní organizaci, která zajišťuje činnosti spojené s ukládáním radioaktivních odpadů. Správa vykonává tyto jednotlivé činnosti

- a) umístění jaderného zařízení nebo úložiště radioaktivních odpadů,
- b) výstavbě jaderného zařízení nebo pracoviště IV. kategorie,
- c) jednotlivým etapám uvádění jaderného zařízení do provozu stanoveným prováděcím právním předpisem,
- d) provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie,
- e) opětovnému uvedení jaderného reaktoru do kritického stavu po výměně jaderného paliva,
- f) provedení rekonstrukce nebo jiných změn ovlivňujících jadernou bezpečnost, radiační ochranu, fyzickou ochranu a havarijní připravenost jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie,
- g) jednotlivým etapám vyřazování z provozu jaderného zařízení nebo pracoviště III. nebo IV. kategorie v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
- h) uvádění radionuklidů do životního prostředí v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem, nakládání se zdroji ionizujícího záření v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,

- i) nakládání s radioaktivními odpady v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
- j) dovozu nebo vývozu jaderných položek nebo k průvozu jaderných materiálů a vybraných položek,
- k) nakládání s jadernými materiály,
- l) přepravě jaderných materiálů a radioaktivních látek stanovených prováděcím právním předpisem; toto povolení se nevztahuje na osobu, která dopravu provádí, případně dopravce, pokud není současně přepravcem, případně odesílatelem nebo příjemcem,
- m) odborné přípravě vybraných pracovníků (§ 18 odst. 5),
- n) zpětnému dovozu radioaktivních odpadů vzniklých při zpracování materiálů vyvezených z České republiky,
- o) mezinárodní přepravě radioaktivních odpadů v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
- r) provádění osobní dozimetrie a dalších služeb významných z hlediska radiační ochrany v rozsahu a způsoby stanovenými prováděcím právním předpisem,
- s) přidávání radioaktivních látek do spotřebních výrobků při jejich výrobě nebo přípravě nebo k dovozu či vývozu takových výrobků.

Činnosti Správy jsou financovány z prostředků zúčtovacího účtu vedeného u České národní banky (dále jen „jaderný účet“). Ministerstvo financí spravuje jaderný účet, který je součástí účtů státních finančních aktiv a pasiv, přičemž o jejich použití rozhoduje vláda podle zákon ČNR č. 576/1990 Sb., o pravidlech hospodaření s rozpočtovými prostředky České republiky a obcí v České republice (rozpočtová pravidla republiky), ve znění pozdějších předpisů. Prostředky jaderného účtu lze použít pouze pro účely, které upravuje tento zákon.

Předmětem činnosti Správy je [12] “

- a) příprava, výstavba, uvádění do provozu, provoz a uzavření úložišť radioaktivních odpadů a monitorování jejich vlivu na okolí,
- b) nakládání s radioaktivními odpady, úprava vyhořelého nebo ozářeného jaderného paliva do formy vhodné pro uložení nebo následné využití,
- c) vedení evidence převzatých radioaktivních odpadů a jejich původců,
- d) správa odvodů podle § 27,
- e) vypracování návrhů na stanovení odvodů plátců na jaderný účet,
- f) zajištění a koordinace výzkumu a vývoje v oblasti nakládání s radioaktivními odpady, kontrola rezervy držitelů povolení na vyřazování jejich zařízení z provozu a schvalování čerpání peněžních prostředků této rezervy,
- g) poskytování služeb v oblasti nakládání s radioaktivními odpady, nakládání s radioaktivními odpady, které byly dopraveny na území České republiky ze zahraničí a nelze je vrátit, zajišťování prozatímní správy u radioaktivních odpadů v případech, kdy podle zvláštního zákona připadly do vlastnictví státu; jde-li o věci nalezené, opuštěné nebo skryté, je Správa příslušná i k jejich přijetí namísto státního orgánu určeného

§ 13 zákona č. 102/1992 Sb., kterým se upravují některé otázky související s vydáním zákona č. 509/1991Sb., kterým se mění, doplňuje a upravuje občanský zákoník.

h) správa radioaktivních látek zajištěných podle zvláštního zákona.,,

6.2 Ukládání jaderného odpadu do meziskladu vyhořelého paliva

Umístění jaderného odpadu v meziskladu (dočasné uložení) s sebou přináší výhody spojené s klesající radioaktivitou a následné usnadnění manipulace s odpady. Jaderné odpady jsou zde pod stálou kontrolou. V čase, který poskytuje uložení v meziskladu, se analyzují možnosti, jak dále naložit s jaderným odpadem. Zejména se sledují nové technologie a modernější způsoby zpracování popř. opakované využití v jaderných elektrárnách.

Vyhořelé palivo se zde postupem času hromadí a do hlubinného úložiště se uloží najednou. Tato skutečnost přináší i ekonomické výhody, uložení se provede najednou, což znamená, že se nemusí dlouhodobě udržovat provoz hlubinného úložiště a jeho zaplňování po etapách. Vyhořelé palivo se sem ukládá na dobu 40-50 let. Mezisklady vyhořelého paliva se budují většinou přímo v areálech jaderných elektráren.

K transportu i skladování vyhořelého paliva se v českých jaderných elektrárnách používají speciální dvouúčelové kontejnery, také nazývané obalové soubory. Umožňují, aby v případě potřeby transportu paliva nebylo nutné vyhořelé palivo překládat ze skladovacích kontejnerů do kontejnerů transportních a jejich převezení bez zbytečné časově i technicky náročné manipulaci.

Skladování vyhořelého paliva v kontejnerech umožňuje nejen uložit radioaktivní materiál nevratně v trvalém úložišti, nebo ho eventuálně dále využít pomocí nově vyvinutých technologií.

Rozlišujeme dva typy meziskladu jaderného paliva. Oba dva se používají v českých jaderných elektrárnách.

6.2.1 Mokrý mezisklad vyhořelého paliva

V dnešní době se v atomových elektrárnách ve světě nejvíce ujal mokrý způsob přechodného skladování. Vyhořelé palivo se skladuje ve vodních bazénech přímo u jaderného reaktoru, nebo mimo něj. Voda zajišťuje článkům s vyhořelým palivem dostatečný odvod tepla a brání tím přehřívání jednotlivých článků a zároveň vytváří bariéru pronikajícímu záření, čímž chrání obsluhu elektrárny před radioaktivním zářením. Výhodou je také snadná vizuální kontrola vyhořelého paliva. Nevýhodou je však potřeba neustálého chlazení a čištění vody, což vede ke vzniku kapalných radioaktivních odpadů. Provozní náklady jsou díky těmto skutečnostem vyšší než u suché metody skladování.

Skladování vyhořelých palivových článků po dobu mnoha let není technickým problémem pro jaderné elektrárny ani pro jejich provozovatele. Tato technologie se používá po desetiletí. V posledních letech došlo téměř ve všech jaderných elektrárnách ve světě ke zvýšení kapacity ukládaných vyhořelých palivových článků tím, že se začali ukládat do skladovacích bazénů hustěji, než tomu bylo doposud.

6.2.2 Suchý mezisklad vyhořelého paliva

V řadě jaderných elektráren se používá suché skladování ve stíněných kontejnerech. Nejinak je tomu i v obou českých jaderných elektrárnách. Tomuto způsobu se dává přednost při delších intervalech skladování. Vyhořelé články jsou ukládány buď do betonových sklípků, nebo do betonových či kovových kontejnerů.

Suché skladování je z hlediska provozních nákladů úspornější, přináší zanedbatelné nebo žádné množství korozních produktů, umožňuje snadnou manipulaci a rozšíření skladu. Do suchých skladů se vyhořelé palivové články transportují až po několika letech, kdy palivo ztrácí část své radioaktivity a chladne v bazénu vyhořelého paliva.

6.3 Úložiště jaderného odpadu Dukovany

Radioaktivní odpad z české JE Dukovany se před rokem 1995 převážel do JE Jaslovské Bohunice, kde byl ukládán v tamním úložišti. V roce 1987 zahájila společnost ČEZ, a.s. výstavbu úložiště přímo v areálu JE Dukovany. Do tohoto úložiště se ukládají sudy s radioaktivními odpady z temelínské i dukovanské jaderné elektrárny. Celkový prostor pro ukládání je 55000m³ předpokládá uložení cca 180000 sudů, což je dostatečné pro uložení všech nízkoaktivních odpadů z obou elektráren. Ani plánované prodloužení životnosti jaderných elektráren na 40let nepřinese v tomto směru žádné komplikace.

Dukovanské úložiště slouží pro ukládání nízkoaktivního jaderného odpadu, nikoliv vyhořelých palivových článků. Ty by se měli zneškodnit uložením v hlubinném úložišti, nebo pomocí nových technologií k dalšímu využití množství energie v něm stále obsažené.

6.3.1 Bezpečnost úložiště jaderného odpadu

Úložiště jaderného odpadu v areálu JE Dukovany je provozováno Správou úložišť jaderného odpadu (SÚRAO), která musí po celou dobu jeho provozu a ještě několik set let po jeho uzavření zajišťovat jeho bezpečnost pro své okolí. Ta je sledována během jeho provozu rozsahem daným programem monitorováním. Úložiště RAO Dukovany podle současných předpokladů bude provozováno do roku 2100. Poté, co dojde k jeho uzavření, bude v intervalu 300 let probíhat tzv. institucionální kontrola úložiště. Po celou tuto dobu bude areál úložiště oplocen a střežen za stálého monitorování radiační situace popř. únik nebezpečných látek do životního prostředí. Skutečnost, že nebude v této době úložiště představovat žádnou hrozbu pro okolní životní prostředí, musela být dokázána vypracováním bezpečnostního rozboru, už před jeho vybudováním a uvedením do provozu.

Bezpečnostní rozbor dukovanského úložiště prokazuje skutečnost, že ani po uzavření úložiště nebude životní prostředí ani obyvatelstvo vystaveno vyšším dávkám ozáření, než povolují zákonem schválené limity, a to i v tom případě, že dojde ke zcela mimořádné události, kterou může být například pád letadla do prostoru úložných ploch, nebo teroristický útok.

6.4 Hlubinné úložiště radioaktivního odpadu

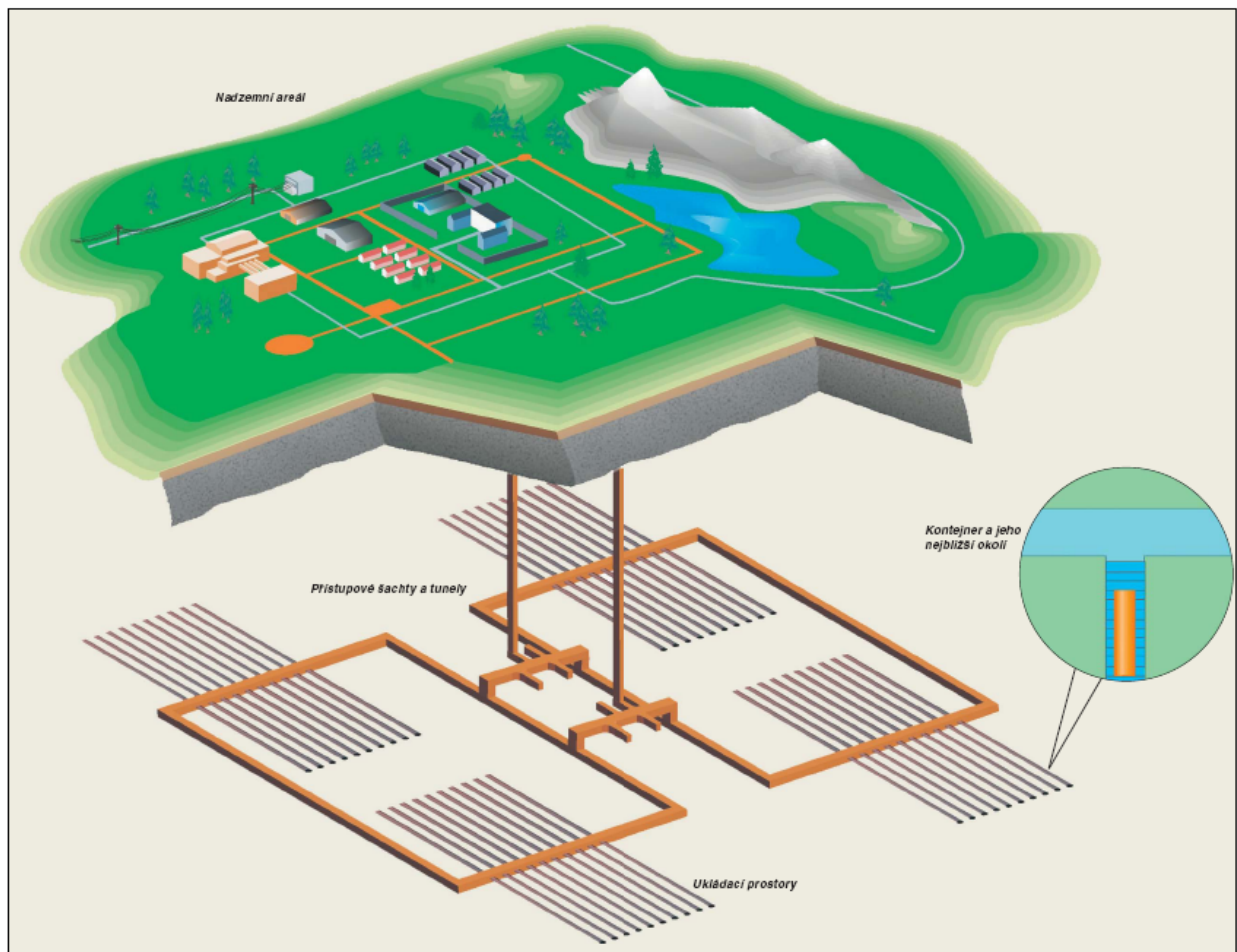
Hlubinné úložiště radioaktivního odpadu slouží k trvalému skladování radioaktivních

odpadů, které musí být odděleny od životního prostředí, s vysokou radioaktivitou po velmi dlouhou dobu, řádově desítky tisíc let. Hlubinné proto, že je vybudováno hluboko pod povrchem země, což je z hlediska trvanlivosti zatím nejlepší technicky proveditelné řešení. Místo pro vybudování hlubinného úložiště musí splňovat řadu podmínek. Například musí být z geologického hlediska dlouhodobě stabilní, neporušené, proudění podzemních vod by v něm mělo být co nejmenší a jeho materiál musí tvořit přirozenou bariéru zabráňující šíření radioaktivních látek. Horninový masív je z hlediska času téměř stálý, po desítky milionů let v nich nedošlo k žádným změnám.

6.4.1 Nadzemní areál

Povrchová budova hlubinného úložiště tvoří zázemí pro provozy zajišťující dodávku elektřiny, větrání úložiště, servisní dílny důlních zařízení, správní budovy, sociální zázemí, sklady popř. informační středisko.

V provezech příjmu a úpravy vyhořelého jaderného paliva je zabezpečena přísná kontrola provozu. Palivo je zde vyjmuto z kontejnerů, zkontrolováno a přeloženo do kontejnerů určených k hlubinnému uložení. Konstrukce těchto kontejnerů se pro různé země liší, někdy je nutné vyhořelé palivo mechanicky upravit dle tvaru kontejneru, ve kterém bude skladováno.



Obrázek 1 Hlubinné úložiště radioaktivního odpadu [13]

6.4.2 Přístupové tunely a šachty

Hloubka, ve které by měly být vybudovány ukládací prostory, se bude lišit u každého úložiště v závislosti na geologických vlastnostech podložní horniny. V současné době se předpokládají hloubky od tří set metrů do jednoho tisíce metrů. Nehledě na hloubku budou vždy povrchový areál a ukládací prostory vzájemně propojeny svislými přístupovými šachtami nebo tunelem ve tvaru spirály kolmé k povrchu země.

Jak šachty, tak tunel slouží pro ventilaci a dopravu osob, materiálu i kontejnerů s vyhořelým palivem. Rozměry a sklon tunelu byly například ve Švédsku projektovány tak, aby v něm mohly být ukládací kontejnery s vyhořelým palivem dopravovány na nákladních automobilech.

6.4.3 Ukládací prostory hlubinného úložiště

Největší část podzemních prostor představuje v hlubinném úložišti rozsáhlá síť chodeb, kde budou definitivně umístěny kontejnery s vyhořelým jaderným palivem. Většina projektů předpokládá jejich uložení pod úrovní podlah těchto tunelů. Menší část prostor bude jako na povrchu vytvářet nezbytné zázemí pro pracovníky.

Velikost hlubinné části úložiště je úměrná množství vyhořelého paliva, které má pojmout, a závisí na několika dalších faktorech. Jedním z nich je i doba, po kterou bylo vyhořelé palivo skladováno v povrchových meziskladech. Ve vyhořelém jaderném palivu i po vyjmutí z jaderného reaktoru pokračuje přirozená radioaktivní přeměna, při níž se uvolňuje radioaktivní záření a velké množství tepla. Vyhořelé palivo je proto ihned po vyjmutí z reaktoru skladováno v bazénech s roztokem vody a kyseliny borité, která jej chladí a odstiňuje radioaktivní záření. Intenzita záření a množství uvolňovaného tepla se s časem snižují. Díky tomu je po třech až pěti letech možné vyhořelé palivo uložit do speciálních kontejnerů, které jsou chlazeny jen přirozeným prouděním vzduchu v meziskladu vyhořelého paliva.

V hlubinném úložišti není vyhořelé palivo ochlazováno ani vodou, ani vzduchem, ale uvolněné teplo je odváděno samovolně do okolních hornin. Kontejnery s vyhořelým palivem proto musejí v hlubinném úložišti být umístěny tak daleko od sebe, aby se teplo mohlo rozptýlit a kontejnery s palivem se nepřehřívaly.

6.4.4 Kontejner s vyhořelým palivem

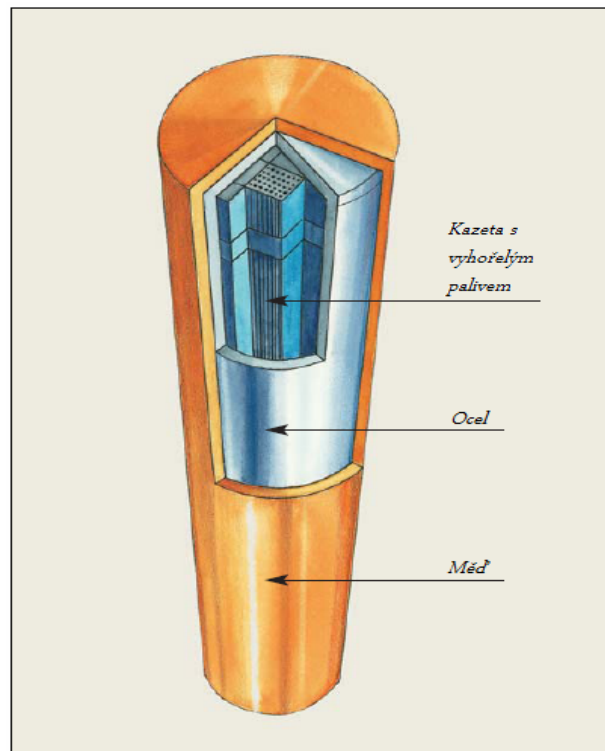
Základní funkcí hlubinného úložiště je zabránit radioaktivním látkám z vyhořelého jaderného paliva proniknout do podzemních vod a jejich prostřednictvím k zemskému povrchu, do biosféry a antroposféry. Jejich pohybu stojí v cestě několik bariér.

Nejdůležitějšími z bariér vyrobených člověkem (tzv. inženýrské bariéry) jsou kontejner a tzv. výplňové a tlumící materiály, jimiž se utěsňuje prostor mezi kontejnerem a stěnou šachty, v níž je umístěn. Význam kontejneru spočívá především v tom, že bude vyhořelé palivo prvních tisíc let po uložení dokonale izolovat od okolí a především od jakékoliv vlhkosti. Právě v této počáteční době bude aktivita paliva ještě na takové úrovni, že by uvolňované teplo mohlo vést

za přítomnosti vody k chemickým reakcím ovlivňující stav vyhořelého paliva a vlastnosti okolních výplňových materiálů a horniny.

Materiál, ze kterého bude kontejner vyroben, musí být mechanicky odolný, vzdorovat všem typům koroze a měl by si zachovávat své vlastnosti i po dlouhodobém ozařování, jemuž bude vystaven ze strany vyhořelého jaderného paliva. Jako nejvhodnější se v současné době jeví tři druhy materiálů. Prvním jsou oceli vysoce legované niklem, titanem a chromem, druhým jsou uhlíkaté oceli a třetím stálé materiály, jako je zlato, platina, titan a také oproti ostatním cenově přijatelnější měď. Vzhledem k tomu, že každý ze jmenovaných materiálů má své výhody a nevýhody, je pravděpodobné, že některé země se rozhodnou pro jejich kombinaci, jako to již učinily Švédsko a Finsko. Jejich kontejner pro hlubinné ukládání by měl mít dva pláště, vnitřní z oceli a vnější z mědi. Rozhodnutí Švédských vědců vyrábět kontejnery pro hlubinná úložiště s vrchním pláštěm z mědi bylo inspirováno archeologickým nálezem. Bronzové dělo švédské válečné lodi Kronan bylo uloženo ve vrstvách bahna na dně Baltského moře od roku 1676, kdy byla loď potopena. Za tuto dobu nedokázala koroze bronzové dělo poškodit. Dělo bylo odlito z bronzu, který obsahoval 96,3% mědi. Díky podobným nálezům a mnoha experimentům švédové dokázali, že jejich kontejnery vydrží pod zemí statisíce let, ne-li miliony let.

Výplňové a tlumicí materiály, jimiž bude kontejner v šachtě obklopen, by neměly propouštět vodu a vázat radioaktivní látky a také dobře odvádět teplo z povrchu kontejneru. Uvažuje se především o jílovitých materiálech, jako je bentonit, a jejich směsích například s křemenným pískem. Význam přírodních výplňových a tlumicích materiálů spočívá v tom, že samotný bentonit je schopen radioaktivní látky uniklé z kontejneru zadržet minimálně po dobu několika desítek let.



Obrázek 2 Kontejner pro ukládání RAO do hlubinného úložiště [13]

6.4.5 Přírodní jaderné reaktory a úložiště

Příroda nám poskytuje, stejně jako v mnoha otázkách konstrukcí budov, řešení a modelové situace, podle kterých se stavíme k problémům. V případě hlubinného úložiště jaderného odpadu je nejzajímavějším fenoménem tzv. přírodní reaktor nacházející se v Oklo v africkém státě Gabun. Zhruba před dvěma miliony let se v místním horninovém masivu nashromáždili uran a voda na jednom místě v neuvěřitelně příznivém množství a poměru. Došlo zde ke stejné jaderné reakci, jaká probíhá v reaktorech jaderných elektráren, uvolňovala se energie ve formě tepla a vznikaly štěpné produkty.

Přírodní reaktor v Oklo, připomínající koláč o průměru a výšce zhruba dvou metrů, dnes studují vědci z celého světa a výsledky jejich měření a studií ukazují, že za dva miliony let se produkty jaderného štěpení a plutonium téměř nedostaly z místa, kde vznikly.

Způsob a rychlost pronikání radioaktivních látek horninami, mohou vědci studovat také v Brazílii, v místě zvaném Pococ de Caldas, v povrchových dolech velmi bohatých na uran. Barevné vrstvy hornin zde dokumentují, jak uranové ionty více než milion let pronikaly skalním masivem. Pozorování v Pocos de Caldas jsou o to cennější také z toho důvodu, že hornina s radionuklidy zde byla vystavena intenzivnímu působení podzemních i dešťových vod.

Snad nejcennějším příkladem je přírodní úložiště radioaktivních látek pod kanadským jezerem Cigar Lake. V hloubce 430 metrů pod zemí se tu před milionem a třemi sty tisíci lety vytvořilo ložisko uranové rudy se 60% uranu. Běžně se těží rudy obsahující 2% uranu.

Více než milion kubických metrů takto bohaté uranové rudy leží na žulovém masivu překryt pěti až třicetimetrovou vrstvou jílu. Podobnost s koncepcí hlubinných úložišť je zcela evidentní. Uskutečněná měření prokázala, že k zemskému povrchu žádný uran nepronikl, z čehož plyne, že jílová vrstva dokázala toto ložisko (úložiště), po celou dobu 1 300tis. let [13] izolovat.

7 VLIV JADERNÉ ELEKTRÁRNY Z HLEDISKA RADIAČNÍ ZÁTĚŽE NA PERSONÁL A BLÍZKÉ OKOLÍ

7.1 Vliv JE na personál

Shrneme-li všechny vlivy ionizujícího záření na pracovníky v jaderné elektrárně, dojdeme k těmto závěrům:

Ionizující záření vycházející z primárního okruhu JE, tedy z prostoru aktivní zóny, je díky všem biologickým stíněním, bariérám a technickým opatřením jen ve velmi nepatrných dávkách.

Pokud dojde k porušení bezpečnostních předpisů, nebo k anomálii dle mezinárodní stupnice událostí INES 1, je možná kontaminace osob radioaktivními látkami. Osoby se v takovém případě dekontaminují a procházejí dozimetrickými kontrolami.

Obdrží-li člověk malé efektivní dávky ozáření za relativně dlouhou dobu, organismus se stačí regenerovat. Problém nastává tehdy, je-li obdržené dávka cca 1Sv, což je udávaná *prahová deterministická efektivní dávka* ozáření. V takovém případě již organismus nemá šanci regenerovat poškozené tkáně a dochází k projevům akutní nemoci z ozáření.

Limity pro radiační pracovníky, které jsou nastaveny SÚJB, nejsou ve většině případů vůbec dosaženy, dá se tedy říct, že jaderná elektrárna je z hlediska radiační zátěže pro pracovníky dostatečně technicky zabezpečena a škodí jejich zdraví pouze ve *stochastické* (pravděpodobnostní) oblasti škodlivých důsledků na organismus člověka.

7.2 Vliv JE na okolí

Každá výrobní podnik produkuje určité množství odpadů vzniklých při výrobě, ať je to uhelná, jaderná nebo vodní elektrárna. Jaderná elektrárna může své okolí obtěžovat plynnými nebo kapalnými výpustmi. Pokud se jedná o pevné radioaktivní odpady, s těmi je nakládáno dle atomového zákona.

Plynné odpady vzniklé v primárním okruhu jsou odváděny přes čistící filtry do ventilačního komína. Menší část plynných odpadů vzniká uvolněním z kapalných odpadů. Tyto plyny jsou odváděny do speciální vzduchotechniky, kde jsou zadržovány v absorpčních kolonách. veškeré plynné výpusti jsou trvale komplexně monitorovány. Elektrárna Temelín má při provozu obou reaktorů ve své řídicí dokumentaci schvalované SÚJB stanoveny dávky na jedince z obyvatelstva autorizované limity pro plynné výpusti 40 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$. Tyto limity zaručují pro obyvatelstvo v okolí mnohem menší úroveň efektivní dávky v důsledku plynných výpustí než připouští legislativa ČR. Hodnota 40 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ představuje zhruba 1/60 efektivní dávky, kterou je ozářen každý jedinec obyvatelstva za 1 rok působením přírodní radioaktivity [10].

Praktická měření prokázala, že výpusti z jaderných zařízení představují pouhý 1 μSv .

Technologické a odpadní vody z kontrolovaného pásma jsou jímány a čištěny odstřediváním v dekantéru a odstředivce, odpařováním v odparce a filtrací v iontovýměnných

filtrech. Zahuštěný koncentrát z odpařování, odstředěné kaly a vysycené náplně ionexových filtrů jsou fixovány do bitumenové matrice ve 200 litrových sudech. Odstředěná voda se vrací do odparky, kde se voda dále dočišťuje na ionexových filtrech. Část vody je vrácena do technologického procesu a zbytek je po radiometrické a radiochemické kontrole vypuštěn do okolních vodotečí.

8 Závěr

Jaderná elektrárna má na své okolí z hlediska radiační zátěže jen velmi malý vliv oproti přirozenému radiačnímu pozadí, které je nedílnou součástí zemského povrchu. Hlavní, téměř poloviční podíl, má na tomto stavu radon, který vychází z podloží zemského povrchu. Poločas rozpadu radonu je 3,82 dne, jako produkty rozpadu radonu vznikají kovy - polonium, vizmut a olovo. Vypouštěné plynné radionuklidy mají také krátký poločas rozpadu a nepředstavují tedy pro lidský organismus takovou zátěž jako jiné prvky, nebo radionuklidy, které se usazují v kostech, např. stroncium Sr^{90} , nebo v tukových tkáních, např. Cesium Cs^{137} , oba s poločasem rozpadu zhruba 30let. S těmito produkty štěpení se zachází jako s vysoce radioaktivním materiálem, jsou součástí palivových kazet a jsou tedy uchovávány dle předpisů a směrnic SÚJB a dále SÚRAO.

Vlivy ionizujícího záření je možné dále eliminovat stavebními úpravami kolem aktivní zóny reaktoru, např. zvyšováním tloušťky betonu nebo železného pláště jaderného reaktoru, čímž se zvýší záchyt neutronů a sníží pronikání radiačního záření vně aktivní zóny a reaktor. Musíme však uvážit, zda jsou další taková opatření nezbytně nutná a zda přinesou zásadní rozdíl ve zkvalitnění podmínek v okolí aktivní zóny, snížení emisí radionuklidů do ovzduší, či ještě sníží již tak malé koncentrace radionuklidů ve vodách v okolí elektrárny.

Kvalita modernizovaného dodávaného jaderného paliva je na velmi dobré kvalitativní úrovni, což spolu s novými metodami výpočtu ideálního rozložení palivových článků na přesném místě v reaktoru spolu s jejich známou hloubkou vyhoření dovoluje přechod na delší kampaň. V minulých letech došlo k přechodu z tříleté kampaně na čtyřletou a dále na kampaň pětiletou. Tato skutečnost má za následek snížení množství vyhořelých článků jaderného paliva a tedy i snížení finančních nákladů na jejich skladování a trvalé uložení. Mimo jiné je každé prodloužení kampaně krok ke snížení zátěže životního prostředí. Dále jsou v našich JE na základě zkušeností přijímána organizační opatření, která vedou ke snižování množství vzniklého nízkého a středně aktivního odpadu.

I přes neustálé vylepšování technologických postupů stále jaderné reaktory produkují odpad v podobě silně radioaktivních vyhořelých palivových článků. Nejlepší řešení jak trvale izolovat tento vysoce radioaktivní odpad od životního prostředí, je uložení v hlubinném úložišti radioaktivního odpadu. Česká republika nemá zatím žádné hlubinné úložiště jaderného odpadu. Tato skutečnost by se mohla změnit během několika let až desítek let. V budoucích desetiletích bude nutné trvale uložit velké množství vyhořelého jaderného paliva z obou našich jaderných elektráren. U vybraných lokalit již proběhly geologické a další práce pro průzkum podloží, na základě smlouvy mezi sdružením společností AQUATEST a. s. a Stavební geologie – GEOTECHNIKA a. s., vystupujícím pod názvem GeoBariéra a SÚRAO. Vybudování hlubinného úložiště radioaktivních odpadů bude mít jistě své odpůrce z vybrané oblasti, kde by mělo být vybudováno. Pokud by se ale nepovedlo vybudovat takové úložiště, mělo by to následky v podobě ekonomické zátěže na původce radioaktivních odpadů, tedy společnost ČEZ, a.s. jejímž majoritním vlastníkem je stát.

Pokud se budeme zabývat veřejným míněním o provozu jaderných elektráren a o problémech se skladováním a ukládáním vyhořelého jaderného paliva, zjistíme, že velká část lidí nemá základní informace o jaderných reaktorech, úložištích jaderného odpadu, ale ani o palivu nebo o technickém zázemí elektrárny. Pokud budeme v příštích letech hovořit o výstavbě hlubinného úložiště jaderného odpadu, měla by v tomto ohledu být kladena větší pozornost na osvětu občanů republiky nejen v místech, kde je stavba plánována, ale i v ostatních regionech. Pokud budou lidé mít stále na paměti havárii v Černobylské jaderné elektrárně, bez možnosti seznámit se se zařízeními dneška, nebude zřejmě lehké je přesvědčit o tom, že jaderná energetika v současné době je na dosti rozdílné bezpečnostní úrovni.

POUŽITÁ LITERATURA

- [1] RAČEK, J. Jaderné elektrárny. nakladatelství Ing. Zdeněk Novotný, Brno 2002, 1. Vydání, ISBN 80-214-2158-4
- [2] 307/2002 Sb., vyhláška státního úřadu pro jadernou bezpečnost. 13. června 2002, [on line], [cit. 17-11-2007], www.sujb.cz/docs/307_po_novele.pdf
- [3] Jaderná elektrárna Temelín- podklady pro posouzení vlivů na životní prostředí, část-c, [on line], [cit. 17-11-2007], <http://kostelec.czu.cz/temelin/eiacz/castc.pdf>
- [4] Jaderná elektrárna Temelín- podklady pro posouzení vlivů na životní prostředí, část-b, [on line], [cit. 17-11-2007], <http://kostelec.czu.cz/temelin/eiacz/castb.pdf>
- [5] Státní úřad pro jadernou bezpečnost, <http://www.sujb.cz/>
- [6] Matěna, š., Brauner, J., Tůma, M. Výroba a rozvod elektrické energie I., SNTL/ALFA, Praha 1978, 2. vydání, 04-523-78
- [7] Ullmann, V., Jaderná fyzika a fyzika ionizujícího záření., [on line, 17.11.2007], radionuklidy, <http://www.sweb.cz/AstroNuklFyzika/Fyzika-NuklMed.htm>
- [8] Ruské jaderné technologie, [on line], [cit.17-11-2007], www.rusnuclear.cz/ruska-jaderna-technologie/historie-odvetvi.html
- [9] Jaderná energie a ekologie, [on line], [cit.17-11-2007], www.ekologie-energie.cz/dopady-atomove-elektrarny.htm
- [10] Materiály ČEZ, a.s., Radioaktivní materiály a skupina ČEZ
- [11] Jaderný odpad, [on line], [cit.17-11-2007], www.jaderny-odpad.cz
- [12] Zákon č.18/1997Sb., o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů, 24. 1. 1997, [on line], [cit. 15-11-2007], www.sujb.cz/docs/atomovy_zakonII.pdf
- [13] Hlubinné úložiště, publikace SÚRAO, [on line], [cit. 21-2-2008], http://proe.cz/surao2/hlubinne_uloziste.pdf
- [14] Radiační ochrana, část I. Zevní ozáření, publikace SÚJB, [on line], [cit. 21-2-2008], http://www.sujb.cz/docs/28-dozimetrie_zevni_2007.pdf