

Slovenská technická univerzita Bratislava

**Fakulta elektrotechniky a informatiky
Katedra jadrovej fyziky a techniky**

Ing. Róbert Hinc, PhD.

**Radiačná bezpečnosť
a
ochrana pred žiarením**

Učebný text pre postgraduálne rekvalifikačné štúdium:

Bezpečnostné aspekty prevádzky jadrových zariadení

2014

© 2014 Ing. Róbert Hinca, PhD.

Učebný text bol vydaný pre dvanásty beh postgraduálneho rekvalifikačného štúdia „Bezpečnostné aspekty prevádzky jadrových zariadení“ na základe objednávok SE a.s., č. 4500067904 z 27.01.2011; ČEZ a.s. č. 4100261650 z 12.01.2011 a ÚJD SR č. 2011/00030 z 25.01.2011 u STU FEI.

Text neprešiel jazykovou úpravou.

Obsah

RADIAČNÁ BEZPEČNOSŤ	1
1. ZÁKLADY RADIAČNEJ OCHRANY	5
1.1 HISTORICKÉ ASPEKTY RADIAČNEJ BEZPEČNOSTI	5
1.2 VLASTNOSTI ŽIARENIA	9
1.2.1 Žiarenie alfa	9
1.2.2 Žiarenie beta	12
1.2.3 Röntgenové žiarenie a žiarenie gama	15
1.2.4 Neutróny	19
1.3 ŽIARENIE OKOLO NÁS - RADIAČNÉ POZADIE	23
1.4 DEFINÍCIE ZÁKLADNÝCH POJMOV RADIAČNEJ OCHRANY	32
1.5 ZÁKLADNÉ PRINCÍPY RADIAČNEJ OCHRANY	34
1.6 ZABEZPEČENIE RADIAČNEJ OCHRANY NA PRACOVISKU	37
2. DOZIMETRICKÁ TERMINOLÓGIA, VELIČINY A JEDNOTKY	40
2.1 CHARAKTERISTIKY RÁDIOAKTÍVNEJ PREMENY. KONŠTANTA PREMENY	40
2.2 AKTIVITA	41
2.3 ABSORBOVANÁ DÁVKA	43
2.4 KERMA. EXPOZÍCIA.	45
2.5 DÁVKOVÝ EKVIVALENT, EKVIVALENTNÁ DÁVKA	49
2.6 EFEKTÍVNA DÁVKA	50
2.7 ÚVÄZOK DÁVKY	51
2.8 KOLEKTÍVNA EFEKTÍVNA DÁVKA	53
3. BIOLOGICKÉ HĽADISKÁ RADIAČNEJ OCHRANY	54
3.1 ZÁKLADNÉ BIOFYZIKÁLNE PROCESY	54
3.2 DETERMINISTICKÉ NÁSLEDKY (TKANIVOVÉ REAKCIE)	58
3.3 STOCHASTICKÉ NÁSLEDKY. RIZIKO RAKOVINY A DEDIČNÝCH ÚČINKOV	61
3.4 NÁSLEDKY OŽIARENIA ZÁRODKU A PLODU	64
4. ZDROJE ŽIARENIA V JADROVEJ ELEKTRÁRNI	64
4.1 JADROVÝ REAKTOR AKO ZDROJ ŽIARENIA	64
4.2 ZDROJE ŽIARENIA VZNIKAJÚCE AKTIVÁCIOU	66
4.3 ZDROJE ŽIARENIA VZNIKAJÚCE PRI ŠTIEPENÍ	68
4.4 OŽIARENIE OBYVATEĽSTVA V DÔSLEDKU EXHALÁTOV JE	70
4.5 MONITOROVANIE OŽIARENIA PRACOVNÍKOV. OPERAČNÉ VELIČINY	74
4.6 KONCEPCIA ZDÔVODNITEĽNÉHO RIZIKA PRI VYUŽÍVANÍ JADROVEJ ENERGIE	77
5. DETEKCIA A MERANIE IONIZUJÚCEHO ŽIARENIA	79
5.1 ZÁKLADNÉ PROCESY DETEKcie ŽIARENIA	79
5.2 DETEKTORY POUŽÍVANÉ V JADROVEJ ENERGETIKE	80
5.3 PLYNOVÉ DETEKTORY	81
5.4 SAMONAPÁJACIE (EMISNÉ) DETEKTORY.	86
5.5 POLOVODIČOVÉ DETEKTORY.	87
5.6 SCINTILAČNÉ DETEKTORY.	89
5.7 DETEKTORY NA MERANIE DÁVOK	92
5.7.1 Filmové dozimetre.	92
5.7.2 Tužkové dozimetre.	93
5.7.3 Termoluminiscenčné (TLD) a fotoluminiscenčné (FLD, OSL) dozimetre	93
5.7.4 Stopové detektory	95
5.7.5 Aktivačné detektory	96
5.7.6 Havaričné dozimetre	98
5.8 METÓDY MERANIA ABSORBOVANEJ DÁVKY.	98
POUŽITÁ LITERATÚRA	100

Otázky ku skúške

1. Radiačné pozadie a jeho skladba.
2. Dozimetrická terminológia. Rádioaktívna látka a rádioaktívny žiarič.
3. Charakteristiky zdrojov ionizujúceho žiarenia.
4. Veličiny a jednotky používané v radiačnej ochrane.
5. Základné princípy radiačnej ochrany. Limity ožiarenia.
6. Deterministické účinky ožiarenia – tkanivové reakcie.
7. Riziko rakoviny a dedičných následkov ožiarenia.
8. Účinky ionizujúceho žiarenia na ľudský organizmus. Príznaky ožiarenia.
9. Biologicky najvýznamnejšie rádionuklidy vznikajúce pri činnosti reaktora.
10. Celková efektívna dávka za rok. Určovanie vnútornej a vonkajšej kontaminácie.
11. Detektory používané na meranie dávkového príkonu.
12. Detektory používané na meranie povrchovej kontaminácie.
13. Detektory používané na gama-spektrometriu.
14. Detektory používané na osobnú dozimetriu.
15. Monitorovanie ožiarenia pracovníkov. Operačné veličiny.

1. Základy radiačnej ochrany

1.1 Historické aspekty radiačnej bezpečnosti

Na sklonku 19. storočia boli urobené dva významné objavy, ktoré znamenali začiatok intenzívneho výskumu a využitia ionizujúceho žiarenia. Koncom roka 1895 (8. novembra) Wilhelm Conrad Röntgen (nemecký fyzik, profesor vo Würzburgu) oznámil objav doteraz neznámych lúčov, ktoré nazval X - lúče. Neskôr tieto lúče na jeho počesť nazvali röntgenovými lúčmi. O pár mesiacov neskôr (3. marca 1896) Antoine Henri Becquerel (francúzsky fyzik, Paríž) objavil pri výskume luminiscencie solí uránu prirodzenú rádioaktivitu.

X - lúče sa veľmi rýchlo začali využívať v lekárskej praxi. Tak napríklad v januári roku 1896 úspešne použil rtg. lúče Emil Grubbé na liečenie pokročilého karcinómu prsníka. Vo februári toho istého roku Frost uskutočnil prvé diagnostikovanie pomocou röntgenových lúčov. Kells a Rolins použili rtg. lúče po prvýkrát v stomatológii.

Po týchto prvých povzbudzujúcich správach sa však čoskoro začali objavovať aj menej optimistické oznámenia o ochoreniach, ktoré novo objavené lúče spôsobovali. Medzi prvými postihnutými boli predovšetkým experimentátori, ktorí nový objav propagovali a verejne demonštrovali (vo väčšine prípadov na sebe). Ochorenia, ktoré vznikali následkom tejto činnosti, boli zapríčinené predovšetkým nevedomosťou a nedostatočnými znalosťami o účinkoch žiarenia na biologický objekt.

Už v marci roku 1896 Edison uverejnil správu o poškodení zraku rtg. žiarením. V júni 1896 Tesla varoval experimentátorov pred blízkym kontaktom s rtg. trubicami. O dva roky neskôr Thompson začal pri práci s rtg. lúčmi používať ochranný hliníkový filter.

Nielen rtg. žiarenie vyvolávalo obavy z možného poškodenia ľudského organizmu. V marci roku 1898 Schmidt objavil rádioaktivitu thória. V júni 1898 manželka Curieovi objavili prvok polónium, v decembri ohlásili objav rádia a navrhli termín "rádioaktivita", ktorý sa všeobecne ujal. V tomto roku Willard objavil lúče γ . V roku 1902 Rollins experimentálne dokázal, že rtg. lúče môžu byť smrteľné pre vyššie formy života. Bolo preto potrebné nejakým spôsobom merať množstvo ionizujúceho žiarenia. V roku 1904 Saboro a Moiré zaviedli systém kalorimetrickej dozimetrie. V roku 1905 Franklin navrhol jednotku ionizácie. V roku 1911 bol stanovený a zavedený medzinárodný rádiový etalón a jednotka aktivity Curie. A v roku 1915 boli predložené návrhy, súvisiace s ochranou pred röntgenovými lúčmi a boli odsúhlasené Medzinárodnou röntgenologickou spoločnosťou.

Pre ľudstvo bol veľmi významný objav štiepenia uránu. Štiepenie jadier uránu objavili Hahn a Strassman v roku 1939. Už v roku 1942 (12. decembra) bol postavený prvý experimentálny jadrový reaktor (Chicago Pile One) pod vedením talianskeho vedca v emigrácii Enrica Fermiho, v ktorom sa po prvýkrát uskutočnila riadená štiepna reťazová reakcia. Začala éra jadrového zbrojenia, ktorej prvým negatívnym dôsledkom bolo bombardovanie miest Hirošima a Nagasaki v roku 1945. Päťdesiate a šesťdesiate roky sa zapíšu do dejín ako šialené zbrojné preteky jadrových veľmocí, kedy počty atmosferických a pozemných pokusov atómových zbraní dosahovali niekoľko desiatok ročne na oboch stranách.

Po prvýkrát začala jadrová energia slúžiť ľudstvu mierovým spôsobom v roku 1954, keď jadrová elektrárňa v Obninsku (ZSSR) dodala do siete prvé kilowathodiny

elektrickej energie. Aj keď jej výkon (5 MW) nemal praktický význam, odvtedy datujeme éru jadrovej energetiky.

Modernú spoločnosť si už nevieme predstaviť bez širokého využitia zdrojov ionizujúceho žiarenia. Ich použitie je rozmanité a môžeme ich nájsť v priemyselnej výrobe (defektoskopy, ožarovače, meradlá, hlásiče, stopové techniky), medicíne (diagnostika a terapia), v jadrovej energetike a v iných oblastiach (veda a výskum, bezpečnostné kontroly poštových zásielok a batožiny pri preprave a pod.). Čoraz viac ľudí prichádza priamo či nepriamo do styku s ionizujúcim žiarením. Aby tento okruh ľudí a ich okolie neboli vystavené nebezpečenstvu a aby nedošlo k ohrozeniu ich zdravia vplyvom ionizujúceho žiarenia, je treba zabezpečiť ich ochranu pred týmto nebezpečenstvom. Je samozrejmé, že pracovníci, ktorí z profesionálnych dôvodov prichádzajú do styku s ionizujúcim žiarením, musia mať dostatočné vedomosti o vlastnostiach tohto žiarenia, o jeho interakcii s hmotným prostredím, jeho účinkoch na biologické objekty, o spôsoboch merania žiarenia a množstva rádioaktívnej látky a metódach ochrany pred ožiarovaním.

Vývoj noriem radiačnej ochrany

Jednou zo základných pravidiel pri radiačnej ochrane je limitovanie ožiarovania. Pre limitovanie sa dnes používajú ročné limitné hodnoty efektívnej dávky. Historicky sa tento pojem vyvíjal ako "najvyššia prípustná dávka", ktorá predstavuje takú dávku, ktorá v svetle súčasných vedomostí nemá nebezpečný vplyv na ľudský organizmus.

Treba si však uvedomiť, že je veľmi zložitá štatisticky spoľahlivo preukázať účinky malých dávok (t.j. dávok, mierne prevyšujúcich pozadie). Najvyššie prípustné dávky sú teda také dávky, ktoré pri každodennej expozícii počas mnohých rokov nevyvolávajú neregenerovateľné zmeny v ľudskom organizme. O tom, že zodpovedne stanoviť hornú hranicu najvyššej prípustnej dávky je zložitá záležitosť, svedčí fakt, že bola mnohokrát znižovaná. Uvedieme **chronológiu vývoja noriem radiačnej ochrany**:

r. 1896 – rok po objavení X-lúčov americký inžinier Wolfram Fuchs sformuloval prvé rady na ochranu: čas ožiarovania skrátiť na minimum, dodržiavať odstup od rentgenky aspoň 30 cm a natrieť si pokožku vazelínou. V podstate sformuloval tri hlavné zásady ochrany pred **vonkajším** ožiarovaním: **čas, vzdialenosť a tienenie**.

r. 1902 - W. Rollins sformuloval bezpečnú úroveň pre zdravie človeka také prostredie, v ktorom pri expozícii po dobu 7 minút fotografický film nesčerná (táto expozícia zodpovedá asi 90 mSv za deň).

r. 1915 - Britská Röntgenologická spoločnosť predniesla prvé návrhy na ochranu pred rtg. žiarením (napríklad používanie ochranných filtrov a pod.)

r. 1921 - Britská Röntgenologická spoločnosť publikovala prvé normy pre ochranu pred röntgenovým žiarením.

r. 1925 - na 1. Medzinárodnom rádiologickom kongrese bola ustanovená Medzinárodná komisia pre rádiologické jednotky (ICRU). Funguje dodnes a zaoberá sa metrológiou a štandardizáciou.

r. 1928 - na 2. Medzinárodnom rádiologickom kongrese bola navrhnutá jednotka ožiarovania **röntgen** (R), ktorá bola oficiálne prijatá v roku 1931. Na kongrese bola ustanovená Medzinárodná komisia pre radiačnú ochranu (ICRP). ICRP vydáva doporučenia a navrhuje radiačné limity. Bol prijatý praktický návod ochrany pri práci s rentgenovou trubicou.

r. 1931 - NCRP (Národný výbor pre radiačnú ochranu v USA) schválil jednotku expozície "röntgen" (R).

r. 1934 - Ten istý výbor navrhol stanoviť hornú prahovú hranicu externého ožiarenia na 0,2 R/deň (to zodpovedá limitu na úrovni okolo 500 mSv/rok), ktorá bola neskôr znížená na 0,1 R/deň ($\sim 2,58 \cdot 10^{-5}$ C/kg.deň alebo približne 1 mGy/deň pre gama žiarenie v tkanive). Predpokladalo sa, že hodnoty expozície pod prahovou hodnotou nespôsobujú nebezpečie. Ďalej sa predpokladalo, že personál môže takúto expozíciu dostať počas nejakého časového úseku, alebo niekoľkých časových intervalov, pričom nenastane zmena krvného obrazu, ani nedôjde k poškodeniu kože či pohlavných orgánov. Limit v praxi znamenal, že pracovník musel dodržiavať určitú vzdialenosť od žiariča a súčasne dobu práce, aby nedošlo k jeho prekročeniu. Vzdialenosť a čas boli a sú najjednoduchšími spôsobmi ochrany pred ožiareníím z externých zdrojov žiarenia.

r. 1946 - NCRP upúšťa od prahovej koncepcie, ktorá sa používala pred 2. svetovou vojnou. Široké používanie rádioaktívnych látok (najmä v súvislosti s vývojom jadrovej zbrane) počas vojny vzbudilo určité znepokojenie, ktoré viedlo ku vzniku nových doporučení v súvislosti s ochranou pred žiarením. Ku koncu vojny skupina výskumníkov, vrátane NCRP, ktorí sa zaoberali otázkami ochrany pred žiarením, sa priklonila k "bezprahovej" koncepcii, podľa ktorej neexistuje absolútne bezpečná dávka. Zdalo sa rozumným predpokladať, že akékoľvek, i malé množstvo žiarenia, môže spôsobiť poškodenie, najmä však reprodukčných orgánov.

r. 1949 - Na konci 40-tych rokov vznikla potreba rozpracovať pravidlá radiačnej ochrany aj pre obyvateľstvo.

r. 1951 - ICRP (Medzinárodná komisia pre radiačnú ochranu) vyslovila nasledovné požiadavky: Znížiť najvyššiu dovolenú dávku na hodnotu 0,5 R/týždeň (to zodpovedá 150 mSv/rok). Odporučiť tieto hodnoty relatívnej biologickej účinnosti RBÚ: Pre röntgenovské, γ a β lúče RBÚ=1, pre tepelné neutróny RBÚ=5, pre rýchle neutróny a častice α RBÚ=10.

r. 1954 - Prijatie koncepcie "ALAPA" (As Low as Practically Achievable - Tak nízko, ako je to prakticky dosažiteľné) zamenilo doteraz používané „lowest possible“. ICRP prehlásilo tézu, že neexistuje absolútne bezpečná úroveň ožiarenia nad prírodným pozadím a preto pri činnostiach treba zvoliť praktickú úroveň, ktorá z pohľadu súčasných vedomostí predstavuje zanedbateľné riziko. Napriek takémuto prístupu neboli zrušené prahové úrovne stochastických efektov. Komisia navrhla využívať v radiačnej ochrane veličinu absorbovaná dávka a jednotku rad (=0,01 Gy) spolu s RBÚ váhovanou jednotkou rem (=0,01Sv). Na návrh NCRP bola stanovená dovolená dávka 0,3 rem/týždeň = 3 mSv/ týždeň (150 mSv/rok).

r. 1956 - Z iniciatívy ICRP bola stanovená najvyššia prípustná dávka vo výške 5 rem·rok⁻¹ (50 mSv·rok⁻¹).

r. 1957 - ICRP doporučila hodnotu 120 mSv·rok⁻¹ za podmienky, že priemerná dávka nepresiahne hodnotu 50 mSv·rok⁻¹ pre osoby staršie ako 18 rokov, pre obyvateľstvo 5 mSv· rok⁻¹.

r. 1958 - Nazhromaždené experimentálne údaje o ožiarení malými dávkami viedli ICRP k ďalšiemu znižovaniu dávok a to na 100 mrem/týždeň (1 mSv/týždeň), avšak kvôli väčšej pružnosti pri používaní týchto pravidiel bolo dovolené absolvovať do 3 rem (30 mSv) počas ľubovoľného štvrtroka v danom roku za podmienky, že celková ročná dávka nepresiahne hodnotu 5 rem (50 mSv). Taktiež bola stanovená

kumulovaná dávka k danému veku, ako aj veľkosť expozície jednotlivých orgánov ľudského organizmu. Z odporúčaní ICRP 1958 vychádzala Vyhláška MZ SR č.65/1972 (analogická k vyhláške MZ ČR č. 59/1972) a jej platnosť bola zrušená až vyhláškou MZ SR č. 12/2001.

r. 1966 – ICRP vydala Publikáciu 9 v ktorej sa už naplno implementovala lineárna bezprahová koncepcia vzťahu dávky a účinku. V radiačnej ochrane sa odporúchal využívať princíp optimalizácie. Optimálna ochrana mala byť dôsledkom analýzy nákladov a prínosov (cost benefit).

r. 1977 - ICRP vydala doporučení č. 26, ktoré zásadne ovplyvnili radiačnú ochranu. Zavedené pravidlá sa považujú za moderný prístup k radiačnej ochrane. K systému limitovania dávok bola pripojená požiadavka **optimalizácie** (*ALARA - all exposures shall be kept as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account*) a **odôvodniteľnosti** (*justification*) v radiačnej ochrane. Bola zavedená veličina **efektívny dávkový ekvivalent**, ktorá do praxe zaviedla váhovanie orgánov a tkanív z pohľadu rizika vzniku rakoviny po ich ožiarení.

r. 1990 - ICRP vydala doporučení č. 60, ktorými sa zmenili prístupy k radiačnej ochrane a sprísnilo limity a prístupy k hodnoteniu ožiarenia. Zavádza sa nové chápanie zdravotného poškodenia ako miery radiačného poškodenia zahrňujúcu rakovinu vedúcu k úmrtiu (fatálna rakovina), dedičné poškodenie, ale aj rakovinu nevedúcu k úmrtiu (nefatálna rakovina).

Koeficienty rizika oproti doporučeniu ICRP 26 boli zvýšené 3x, pre pracovníkov bol celkový koeficient rizika stanovený na $5,6 \cdot 10^{-4} \text{ Sv}^{-1}$. ICRP ďalej odporúča nové limity v radiačnej ochrane, ktoré sú dnes aktuálne aj u nás. Najpodstatnejšie nové informácie pre nový odhad rizika vzniku rakoviny pochádzajú z pokračujúceho sledovania skupiny viac ako 90 000 žijúcich obetí z Hirošimy a Nagasaki.

Pri uplatňovaní princípov radiačnej ochrany sa zásadný dôraz kladie na optimalizáciu radiačnej ochrany a v tomto zmysle sa potláča úloha limitovania dávok.

Ak zdôvodnenie činnosti a optimalizácia ochrany boli a sú uskutočňované efektívne, len vo výnimočných prípadoch by malo dôjsť k aplikácii limitov individuálnych dávok.

Doporučenie ICRP 60 tvorí základ mnohých medzinárodných a národných noriem a predpisov radiačnej ochrany. Na Slovensku to bola Vyhláška MZ SR č. 12/2001, ktorú nahradilo Nariadenie Vlády SR 345/2006. V Medzinárodnom merítku sa pre oblasť jadrovej energie odporúča norma IAEA Safety Standards 115 z roku 1996, ktorá tiež vychádza z ICRP 60. Zákom č. 355/2007 Z.z. o ochrane, podpore a rozvoji verejného zdravia bola do slovenskej legislatívy prijatá aj Smernica Rady 96/29/Euratom z 13. mája 1996, ktorá stanovuje základné bezpečnostné normy ochrany zdravia pracovníkov a obyvateľstva pred nebezpečenstvami vznikajúcimi v dôsledku ionizujúceho žiarenia.

V marci 2007 bolo prijaté nové **Doporučenie ICRP 103**, ktoré nadväzuje na predchádzajúce ICRP 60 z roku 1990. ICRP 103 aplikuje, rozvíja a konsoliduje nové poznatky a trendy z oblasti biofyziky. **Upresňuje hodnoty radiačných a tkanivových váhových faktorov na určovanie ekvivalentnej a efektívnej dávky.** Zachováva hlavné princípy radiačnej ochrany: *odôvodniteľnosť, optimalizácia a limitovanie ožiarenia*. Princípy odôvodniteľnosti a optimalizácie sa rozpracovávajú pre všetky plánované i havarijné situácie pri činnostiach vedúcich k ožiareniu. Na zabezpečenie princípu limitovania pre všetky relevantné zdroje ožiarenia, sa zavádzajú **medzné dávky a referenčné úrovne** pre plánované a havarijné situácie

(dose and risk constraints, reference levels for emergency and existing exposure situations). Limity ožiarenia zostávajú nezmenené.

Ďalšou rozpracovanou novou oblasťou v ICRP 103 je prístup k preukazovaniu radiačnej ochrany životného prostredia.

Aplikácia nových odporúčaní na Slovensku je teraz v rukách dozorných orgánov a ich postoj k napĺňaniu nových prístupov. Všeobecne sa očakáva, že odporúčania sa premietnu do národných noriem a zákonov do roku 2015.

1.2 Vlastnosti žiarenia

Existuje veľa druhov ionizujúceho žiarenia, avšak z pohľadu monitorovania a radiačnej ochrany majú najväčší význam iba tie základné: alfa žiarenie, beta žiarenie, elektromagnetické žiarenie a neutróny.

1.2.1 Žiarenie alfa

S α -premenou sa stretávame u ťažkých jadier od olova vyššie a jadier niektorých vzácnych zemín. Častice alfa emituje väčšina nuklidov používaných ako jadrové palivá. Ich presné meranie má teda veľký praktický význam. Ideálnym referenčným nuklidom je ^{241}Am . Jeho doba polpremeny (432 rokov) a následne jeho merná aktivita sú veľmi vhodné pre presné meranie a jeho premenová schéma umožňuje uskutočňovať ho rozličnými metódami, najmä $4\pi\alpha-\gamma$ koincenciou a registráciou pri definovanom priestorovom uhle s voľnou geometriou. Navyše, stabilné a veľmi tenké zdroje ^{241}Am sa dosť ľahko pripravujú napr. elektrolýzou.

Jadrová α -premena prebieha podľa nasledovného vzťahu:



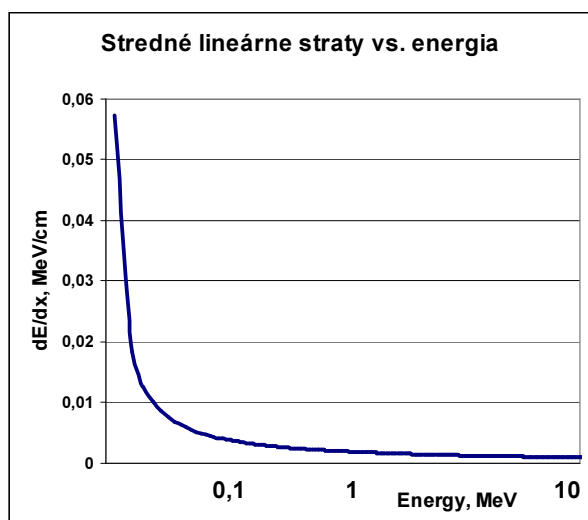
Energetické spektrum emitovaných α častíc má obvykle niekoľko diskretných čiar. Energia emitovaných častíc je pomerne vysoká, lebo len taká častica je schopná opustiť jadro cez Coulombovu potenciálnu bariéru. Vznikajúce dcérske jadro môže byť excitované ale excitačná energia je malá. Sprievodné γ žiarenie má spravidla nízku energiu. Väčšina α -rádioaktívnych žiaričov emituje α -častice nerelativistických energií (do 10 MeV). Častice α o vyšších energiách možno získať v urýchľovačoch.

Pri prechode α - častíc cez hmotné prostredie dochádza k **pružnému rozptylu** na elektrónoch a jadrách atómov prostredia, pričom α - častice prakticky ne strácajú energiu. Dochádza aj k **nepružným zrážkam** s orbitálnymi elektrónmi. Pri týchto zrážkach dochádza k ionizácii a vzbudzovaniu atómov a molekúl, prípadne k disociácii molekúl, čo je sprevádzané stratami energie α - častíc. Môžeme povedať, že pri prechode látkou podliehajú silnej absorpcii energie a slabému rozptylu. V látke majú teda krátky dosah a temer rovnú dráhu. V spomínanom rozsahu energií α - častice jadrové reakcie prakticky nespôsobujú. Radiačné energetické straty sú v porovnaní s ionizačnými zanedbateľné. Častice alfa s najbežnejšou energiou 5 MeV majú dosah vo vzduchu v normálnych podmienkach okolo 3,5 cm, čo zodpovedá okolo 4 mg/cm², alebo 0,03 mm (35 μm) tkaniva. (Ochranná vrstva mŕtvych buniek kože je okolo 70 μm).

Stredné lineárne straty ťažkých nabitých častíc na ionizáciu a vzbudzovanie na jednotku dráhy závisia od náboja častice, jej rýchlosti a od druhu brzdiacej látky. Možno ich vyjadriť vzťahom 1.2:

$$L = \frac{dE}{d\ell} \leq K \cdot \frac{N \cdot Z \cdot z^2 e^4}{v^2} \quad (1.2)$$

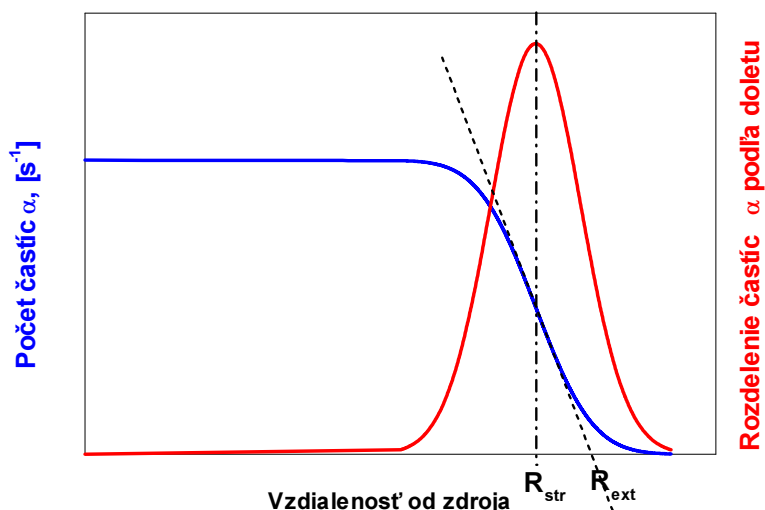
kde E - je kinetická energia častice,
 N - počet jadier absorbátora v jednotke objemu,
 Z - atómové číslo absorbátora,
 z-e - náboj častice,
 v - jej rýchlosť,
 K - číselný multiplikátor (spôsobí zvyšovanie L pri relativistických rýchlostiach).



Obr. 1.1 Závislosť stredných lineárnych strát od energie pri prechode častíc α látkou



Obr. 1.2 Závislosť stredných lineárnych strát od vzdialenosti od povrchu pri prechode častíc α látkou



Obr. 1.3 Dolet častíc α v látke a pravdepodobnostné rozdelenie doletu častíc rovnakej energie.

Rozlišujeme medzi energiou ktorú žiarenie stratí na jednotku dráhy pri prechode látkou (stredné lineárne straty – „S - stopping power“ vyjadrenú v MeV/cm) a energiou ktorú sa látkou pohltí na jednotku dráhy (lineárny prenos energie – „LET - Linear Energy Transfer“ keV/ μ m).

Zo vzťahu 1.2 vidno, že stredné lineárne straty na ionizáciu a vzbudzovanie sú nepriamo úmerné štvorcu rýchlosti častice teda energii častice, ako to znázorňuje obr. 1.1. Najväčšiu ionizáciu budeme teda pozorovať na konci dráhy častice, keď $v \rightarrow 0$, ako to vyplýva aj z obrázku 1.2. Takáto závislosť sa dá vysvetliť jednoducho tým, že pri nižšej rýchlosti ťažká nabitá častica oveľa dlhšie pôsobí na elektróny a tým ho s väčšou pravdepodobnosťou vytrhne z atómu a spôsobí ionizáciu. Na konci svojej dráhy elektróny zaplnia orbitálne pozície a vytvorí atóm. Ak uvažujeme o alfa častici, tak tá s dvomi elektrónmi vytvorí atóm hélia (podobne aj protón s jedným elektrónom vytvára vodík).

Počet vytvorených iónových párov na jednotku dráhy vyjadruje veličina **J - merná ionizácia** [m^{-1}]. Ak poznáme strednú energiu ionizácie v prostredí x W_x [J, resp. MeV], môžeme vypočítať lineárny prenos energie L podľa vzťahu:

$$L = W_x \cdot J = \frac{\text{energia}}{1 \text{ iónový pár}} \cdot \frac{\text{počet iónových párov}}{\text{jednotka dráhy}} = \frac{\text{energia}}{\text{jednotka dráhy}} \quad (1.3)$$

Z pohľadu radiačnej ochrany je α žiarenie nebezpečné hlavne pri **vnútornom ožiarení** po inhalácii alebo ingescii a pri ožiarení očí. Povrchová vrstva pokožky dokáže pohltiť všetko žiarenie α .

Tabuľka 1.1 Dolet α - častíc vo vzduchu, biologickom väzive a hliníku.

E_α , MeV	Vzduch [cm]	Biol. tkanivo [μm]	Hliník [μm]
4	2,5	31	16
5	3,5	43	23
6	4,6	56	30
7	5,9	72	38
8	7,4	91	48
9	8,9	110	53
10	10,6	130	69

Z pohľadu detekcie alfa žiarenia a merania kontaminácie v jadrových zariadeniach má praktický význam stanovenie alfa aktivity aerosólov vo vzduchu technologických priestorov, v plynných výpustiach, stanovenie alfa aktivity skladovaných a vypúšťaných kvapalných médií, stanovenie alfa aktivity povrchov a rádioaktívnych materiálov. Pri meraní treba brať do úvahy dolet častíc v pevných látkach na úrovni desiatok mikrometrov a z toho vyplývajúci veľký vplyv samoabsorpcie v meranom objeme, absorpcie vo vzduchu medzi detektorom a meraným materiálom, absorpcie v okienku meracieho prístroja a podobne. Na meranie sa najčastejšie používajú plynové detektory s okienkom z tenkej mylarovej fólie alebo bezokienkové na priame meranie, tenké scintilačné plastické fólie hlavne na báze ZnS(Hg) a kremíkové polovodičové detektory (PIPS, SiLi), ktoré majú aj dobré spektrometrické vlastnosti.

1.2.2 Žiarenie beta

Medzi β častice patria elektróny (β^-) a pozitrony (β^+) emitované jadrom rádionuklidu. Beta žiarenie pochádza z jadra a vzniká rozpadom nukleónov. V praxi sa najčastejšie stretávame so žiarením β^- .

Častica β^- vzniká rozpadom vnútrojadrového neutrónu na elektrón, protón a antineutrino podľa rovnice ${}_0^1n \rightarrow {}_1^1p + {}_{-1}^0e + \bar{\nu}$. Častica β^+ vzniká rozpadom vnútrojadrového protónu na pozitron, neutrón a neutrino podľa rovnice ${}_1^1p \rightarrow {}_0^1n + {}_1^0e + \nu$. Pozitrony sú nestabilné a anihilujú s elektrónmi najmä tesne pred uvedením do stavu pokoja (anihilácia v lete). Nasledujúce anihilačné žiarenie pozostáva z dvoch fotónov s energiou po 511 keV, vyžiarených v protiľahlých smeroch. Tieto sú oveľa prenikavejšie, ako pôvodné pozitrony.

Existuje aj jadrová beta premena bez emisie beta častice. Je to tzv. elektrónový záchyt. Pri elektrónovom záchypte (EZ) jadro pohltí elektrón z vnútorných orbít atómového obalu, ktorý sa zlúči s protónom za vzniku neutrónu a neutrína.

Energetické spektrum beta častíc z rádioaktívnej premeny jadier je spojené a charakterizujeme ho strednou alebo maximálnou energiou beta spektra. Maximálne energie častíc beta sa pohybujú v rozsahu od nuly po asi 2 MeV, napr. maximálna energia premeny beta trícia je 18,6 keV a pri ${}^{90}\text{Y}$ je to 2,28 MeV. V spojitom spektre elektrónov sa môžu objaviť aj diskkrétne čiary tzv. konverzných elektrónov, ktoré boli emitované z atómového obalu (najpravdepodobnejšie z K alebo L vrstvy) ako následok uvoľnenia energie pri deexcitácii jadra. Je to konkurenčný proces emisii gama žiarenia. Monoenergetické beta spektrum získavame pomocou urýchľovačov.

Pretože elektróny majú pomerne malú hmotnosť a jednoduchý náboj, oveľa ľahšie sa rozptyľujú a menej bežne sa absorbujú v látke, ako častice α . V dôsledku toho ich dráhy v látke nie sú lineárne, dosah je oveľa väčší (maximálna vzdialenosť od miesta vzniku) a rozptyl dosahu je značný (až do 10%). Pri interakcii elektrónov s hmotným prostredím môžu nastať pružné a nepružné zrážky. Pri nepružných zrážkach nastáva ionizácia alebo vzbudzovanie atómov prostredia. Elektróny však môžu strácať svoju energiu aj v dôsledku emisie elektromagnetického žiarenia alebo brzdného žiarenia (tzv. radiačné straty). Pomer radiačných (r) a ionizačných (i) strát vyjadruje približný vzťah

$$\tau = \frac{\left(\frac{dE}{dx}\right)_r}{\left(\frac{dE}{dx}\right)_i} = \frac{E_\beta Z}{800} \quad (1.4)$$

kde E_β je maximálna energia β - spektra (MeV),

Z - protónové číslo absorbátora.

Zo vzťahu 1.4 vidno, že s rastom energie elektrónov, ako aj s rastom protónového čísla absorbátora rastie podiel radiačných strát. Vzniká pritom intenzívne **brzdné žiarenie**, čo pri výbere ochranného materiálu treba brať do úvahy.

Tabuľka 1.2 Parametre vybraných beta rádionuklidov

Parameter Nuklid	$E_{\beta\text{str}}$ [keV]	$E_{\beta\text{max}}$ [keV]	Výtťažok Y [%]	Typické E_{γ} [keV]	Polčas premeny $T_{1/2}$, [rok]
^{60}Co	95,6	317,32	99,88	1173, 1333	5,2711
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	196/927	546/2280	100/100	-	28,8/2,67d
^{137}Cs	174 a 416	514 a 1176	94,4 a 5,6	661,657 (85%)	30,05
^{204}Tl	243,9	763,7	97	70,82 (RTG K_{α})	3,788

Zoslabovanie počtu elektrónov, pochádzajúcich zo zdrojov so spojitým spektrom, približne vyjadruje exponenciálny vzťah

$$N = N_0 e^{-\mu x} \quad (1.5)$$

kde N_0 je pôvodný počet elektrónov,

N - počet elektrónov po prechode absorbátorom hrúbky x ,

μ - lineárny koeficient zoslabenia.

Pomocou vzťahu 1.5 môžeme približne určiť hrúbku ochranného materiálu, ktorá zoslabí počet elektrónov na požadovanú veličinu. Ak napr. chceme zoslabiť množstvo elektrónov na polovicu pôvodnej hodnoty ($N = N_0/2$), bude

$$\frac{N_0}{2} = N_0 e^{-\mu d_{1/2}} \Rightarrow e^{-\mu d_{1/2}} = \frac{1}{2} \Rightarrow \mu d_{1/2} = \ln 2 \Rightarrow d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (1.6)$$

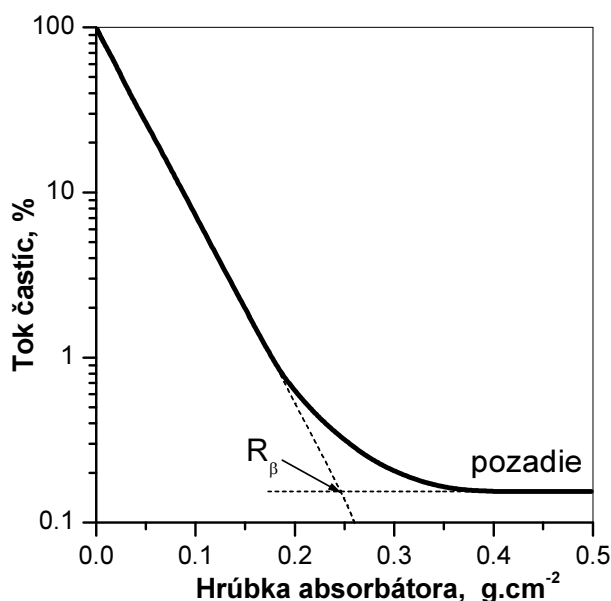
Exponenciálna závislosť zoslabenia zväzku elektrónov v materiáloch platí pre elektróny s vysokou energiou. Elektróny strácajú energiu hlavne pri pružnom rozptyle, pričom sa len málo odkláňajú od pôvodného smeru. Teoreticky sa dá ukázať, že stredný uhol rozptylu je nepriamo úmerný energii elektrónov a priamo úmerný odmocnine hrúbky materiálu, ktorým elektrón prešiel. Čím je energia elektrónov nižšia, tým väčší je vplyv rozptylu a tým viac sa pôvodný zväzok rozširuje. Pri priblížení energie k energii tepelného pohybu sa znižovanie intenzity spomalí až sa nakoniec ustáli na úrovni pozadia, kedy môžeme pohyb elektrónov považovať za difúzny. Priebeh absorpcie β žiarenia v látke je znázornený na obr. 1.4. Dolet častíc R_{β} predstavuje vzdialenosť, v ktorej extrapolovaná priamka absorpcie pretína priamku pozadia.

Tabuľka 1.3 Dolet beta častíc v rôznych materiáloch

Energia [MeV]	Vzduch [m]	Voda [mm]	Hliník [mm]
0,01	0,00229	0,00247	0,00127
0,1	0,130	0,143	0,0693
1,0	3,94	4,38	2,06
2,0	8,73	9,84	4,59
3,0	13,41	15,3	7,74
4,0	17,86	20,6	9,84
5,0	22,28	25,8	11,89

Pri navrhovaní ochrany pred žiarením β použijeme vzťah 1.5 za predpokladu, že poznáme lineárny koeficient zoslabenia μ pre daný materiál. Hľadáme hrúbku

tienenia x potrebného na dostatočné zoslabenie toku beta častíc pri prechode tienením.



Obr. 1.4 Prechod častíc β cez Al absorbátor

Pre vyššie energie častíc β , ako aj pri ochranných materiáloch s vyšším Z , ako to vidno zo vzťahu 1.4, narastá podiel radiačných strát. Pri navrhovaní ochrany treba brať do úvahy vznikajúce brzdné žiarenie a navrhnúť dodatočné tienenie z ťažkého materiálu na jeho absorpciu.

Ako ochranu pred žiarením β volíme ľahký materiál, najčastejšie hliník pre jeho dostupnosť a mechanické vlastnosti, aby sme znížili radiačné straty a tým tvorbu brzdného žiarenia. Pri vysokoenergetickom žiarení vzhľadom na brzdné žiarenie navrhujeme ochranu kombinovanú (napr. Al - Fe, Al - Pb a pod.), aby sme energiu brzdného žiarenia znížili na minimum.

V okolí reaktora, ktorý je aj zdrojom iných, prenikavejších druhov žiarenia (fotóny γ , neutróny) budovaní ochrany pred žiarením β nie je potrebné venovať mimoriadnu pozornosť, pretože navrhnutá ochrana pred spomínanými druhmi žiarenia stačí odfiltrovať aj sprievodné žiarenie β . Pri vysokoenergetickom žiarení β vzhľadom na vznikajúce brzdné žiarenie treba však preveriť, či je ochrana dostatočná.

1.2.3 Röntgenové žiarenie a žiarenie gama

Žiarenie γ a röntgenové žiarenie majú rovnaký charakter a klasifikujú sa podľa spôsobu vzniku a nie podľa energie či vlnovej dĺžky. Žiarenie γ je elektromagnetické žiarenie, ktoré vzniká ako dôsledok jadrovej deexcitácie a jeho energia pri emisii z rádioaktívnych zdrojov siahá od niekoľkých po niekoľko miliónov elektrónvoltov. Žiarenie X je elektromagnetické žiarenie, ktoré sprevádza elektrónové prechody (čiarové spektrá charakteristického žiarenia), preto jeho energia je menšia, ako najväčšia väzbová energia elektrónu v elektrónovom obale atómu, čo je okolo 100 keV. Iné druhy elektromagnetického žiarenia sú spojité spektrá brzdného žiarenia, žiarenie pochádzajúce z anihilácie párov elektrón - pozitron, čerenkove žiarenie.

Vlnová dĺžka žiarenia sa pohybuje v rozmedzí od 10^{-8}m do 10^{-12}m . Podľa súčasných predstáv má uvedené žiarenie nielen vlnové, ale aj korpuskulárne vlastnosti. Preto hovoríme aj o fotónoch γ .

Energia fotónov E_γ je spojená s ich vlnovou dĺžkou podľa vzťahu:

$$E_\gamma = h\nu = \frac{hc}{\lambda} \quad (1.7)$$

kde E_γ je energia žiarenia,
 h - Planckova konštanta ($h = 6,626 \cdot 10^{-34} \text{ J.s}$ alebo $h = 4,141 \cdot 10^{-21} \text{ MeV.s}$),
 c - rýchlosť svetla vo vákuu ($c = 2,99 \cdot 10^8 \text{ m.s}^{-1}$).

Pri prechode röntgenového žiarenia alebo žiarenia γ cez hmotné prostredie dochádza k jeho zoslabovaniu podľa exponenciálneho zákona.

$$J_x = J_0 \cdot e^{-\mu x} \quad (1.8)$$

V tomto vzťahu J_0 charakterizuje pôvodný, nezoslabený zväzok (pri hrúbke absorbátora $x = 0$), J_x je zväzok po prejení absorbátorom hrúbky x , μ je lineárny koeficient zoslabenia, charakterizujúci daný absorbátor.

Lineárny koeficient zoslabenia μ charakterizuje mieru poklesu hustoty prúdu prejitých fotónov γ v závislosti od dĺžky x ich dráhy v danej látke. Rozmer veličiny je $[\text{m}^{-1}]$ a hlavnou jednotkou je 1 recipročný meter = 1 m^{-1} .

Keďže lineárny koeficient zoslabenia je úmerný mernej hmotnosti daného prvku (látky), v praxi sa často používa aj hmotnostný koeficient zoslabenia μ_m , čo je podiel lineárneho súčiniteľa zoslabenia μ a mernej hmotnosti ρ daného prvku (látky)

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho} \quad [\text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}] \quad (1.9)$$

Hmotnostný koeficient je merná veličina poklesu hustoty prúdu fotónov γ , vzťahnutá na hustotu látky, ktorou tento prúd prechádza. Jeho rozmer je $[\text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}]$. Lineárny koeficient zoslabenia μ a hmotnostný koeficient zoslabenia μ_m závisia od fyzikálnych vlastností absorbátora a od energie žiarenia.

Pre chemickú zlúčeninu vypočítame hmotnostný koeficient zoslabenia podľa vzťahu 1.10, kde μ_{mi} sú hmotnostné súčinitele jednotlivých zložiek zlúčeniny, p_i ich relatívne hmotnostné (váhové) množstvá.

$$\mu_m = \sum_i p_i \cdot \mu_{mi} \quad (1.10)$$

Zmenu intenzity žiarenia často charakterizujeme pomocou hrúbky polovičného zoslabenia $d_{1/2}$, t.j. takou hrúbkou, pri ktorej intenzita žiarenia klesne na polovicu pôvodnej hodnoty. Ak vo vzťahu 1.6 za x dosadíme $d_{1/2}$ a za $J(x) = J_0/2$, dostaneme $1/2 = e^{-\mu d_{1/2}}$, alebo $e^{\mu d_{1/2}} = 2$, teda $\ln 2 = \mu d_{1/2}$, z čoho

$$d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (1.13)$$

V uvedených vzťahoch lineárny koeficient zoslabenia μ zahrňuje jednak absorpciu fotónov, jednak ich rozptyl. Znamená to, že absorbovaný alebo rozptýlený fotón považujeme za odstránený zo zväzku. Tento predpoklad však platí iba pre model úzkeho zväzku (lúča). Vo všeobecnosti však intenzita zväzku v ktoromkoľvek mieste prostredia sa rovná súčtu prvej intenzity a rozptýleného žiarenia. Neuvažovať fotóny, ktoré sa rozptýlili, možno iba v podmienkach dobrej geometrie, t.j. vtedy, ak je zväzok kolimovaný. Ak sa do zväzku dostávajú späť mnohokrát rozptýlené fotóny, hovoríme o širokom zväzku. Tie potom treba pri navrhovaní ochrany uvažovať a použiť model absorbného zákona pre paralelný široký zväzok v tvare

$$J(x) = J_0 e^{-\mu x} \cdot B(h\nu, Z, \mu x) \quad (1.12)$$

Veličina $B(h\nu, Z, \mu x)$ je > 1 a nazýva sa nárastový faktor; Určuje koľkokrát sa zvýši intenzita žiarenia za ochranou (absorbátorom) v dôsledku mnohonásobného rozptylu v porovnaní s úzkym zväzkom.

Tabuľka 1.4. Hodnoty nárastového faktora B pre olovo v závislosti od energie žiarenia a hrúbky materiálu vyjadrenej vo forme súčinu μx . [6]

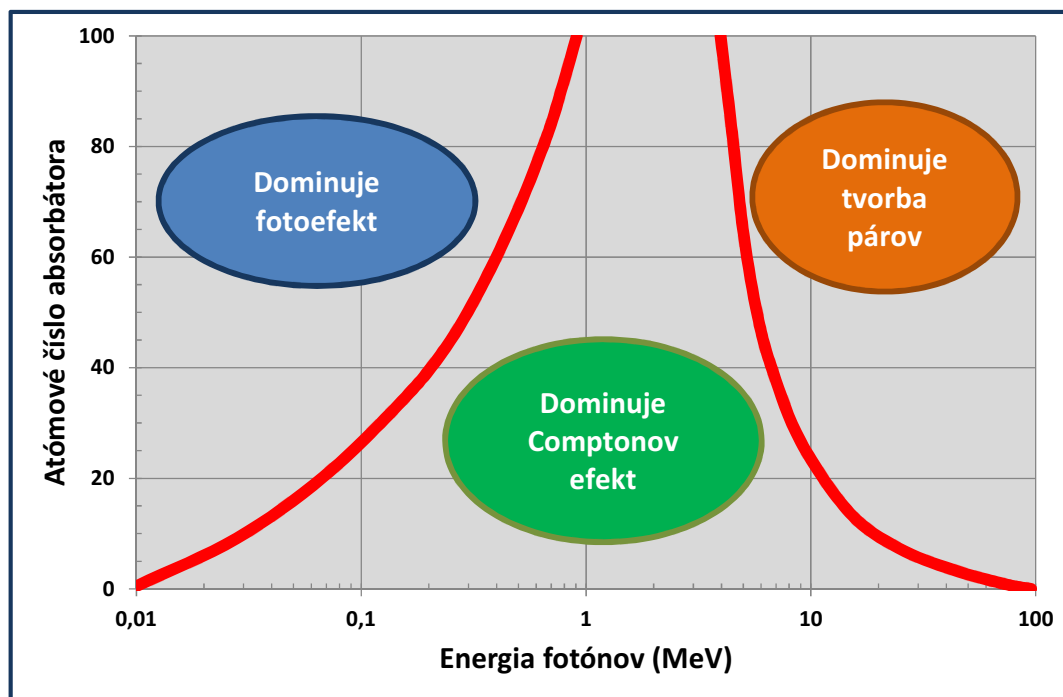
E MeV	μ cm^{-1}	μx						
		1	2	4	7	10	15	20
0,5	1,70	1,24	1,41	1,68	1,99	2,26	2,27	2,71
1,0	0,77	1,35	1,66	2,21	2,95	3,65	4,34	5,25
2,0	0,508	1,35	1,68	2,37	3,41	4,49	6,33	8,27
3,0	0,468	1,29	1,59	2,25	3,39	4,74	7,46	10,7
4,0	0,472	1,23	1,49	2,06	3,20	4,72	8,33	13,7
5,11	0,481	1,18	1,38	1,89	3,01	4,71	9,64	19,0
6,0	0,494	1,15	1,33	1,79	2,87	4,70	10,91	25,2
8,0	0,520	1,11	1,24	1,59	2,48	4,11	10,68	29,5
10	0,550	1,09	1,19	1,46	2,16	3,49	9,25	27,6

Skutočná absorpcia fotónov γ je určovaná premenou ich energie na kinetickú energiu elektrónov absorbujúceho prostredia. Deje sa tak týmito interakciami:

1. fotoelektrický efekt (fotoefekt)
2. Comptonov efekt (rozptyl)
3. tvorba párov elektrón - pozitron

Pri dostatočnej energii gama žiarenia môže v materiáli dochádzať k fotojadrovým reakciám, ktoré majú prahový charakter. Tak môžu vznikať sekundárne častice (n, p, alfa resp. štiepne fragmenty).

Pravdepodobnosť interakcie závisí od energie fotónov a hustoty materiálu, ktorým prechádzajú, ako to zobrazuje obrázok č 1.5.



Obr. 1.5 Závislosť typu interakcie fotónov od atómového čísla a energie fotónov. Hrubou čiarou je vyznačená hranica, kde je pravdepodobnosť procesov rovnaká.

1. Fotoelektrický efekt (τ)

Fotoefekt je taký typ interakcie γ žiarenia s atómom, pri ktorom prejde **všetka jeho energia na atóm** a ten sa jej zbavuje emisiou elektrónu z atómového obalu. Elektrón sa uvoľní najčastejšie z orbit blízkych k jadrú (K, L ...) a jeho kinetická energia bude rovná energii fotónu gama zmenšenej o väzobnú energiu elektrónu: $E_k = h\nu - E_v$. Emitovaný elektrón putuje prostredím, pričom stráca svoju energiu sekundárnou ionizáciou atómov.

Energia zodpovedajúca väzobnej sa nakoniec ionizovaným atómom vyžiarí v podobe charakteristického RTG žiarenia vznikajúceho v procese prechodovej kaskády elektrónov, ktoré zaplnia uvoľnenú nižšiu voľnú orbitu.

S poklesom energie γ žiarenia klesá pravdepodobnosť fotoefektu a teda aj absorpčný koeficient ($\tau \sim NZ^5(h\nu)^{-3}$). V mieste, kde odovzdaná energia nie je dostatočná na vyrazenie K elektrónu pozorujeme skokovú zmenu τ - hranu absorpčného pásu K (pozri obr. 1.6). Absorbpcia gama žiarenia stúpa so zvyšujúcim sa protónovým číslom Z v piatej mocnine.

2. Comptonov rozptyl (σ)

Pri interakcii fotónu s voľným elektrónom, alebo s elektrónom, ktorého energia väzby je zanedbateľne malá oproti energii fotónu, dochádza ku Comptonovmu rozptylu. Fotón odovzdá časť svojej energie elektrónu a nový fotón s menšou energiou odletí z miesta interakcie iným smerom. Zmena energie fotónu sa prejaví v zmene vlnovej dĺžky resp. frekvencie podľa vzťahu 1.9.

Koeficient absorpcie spojený s Comptonovým efektom je úmerný protónovému číslu Z ($\sigma \sim NZ$), lebo so stúpajúcim Z stúpa aj počet elektrónov s ktorými môže fotón reagovať.

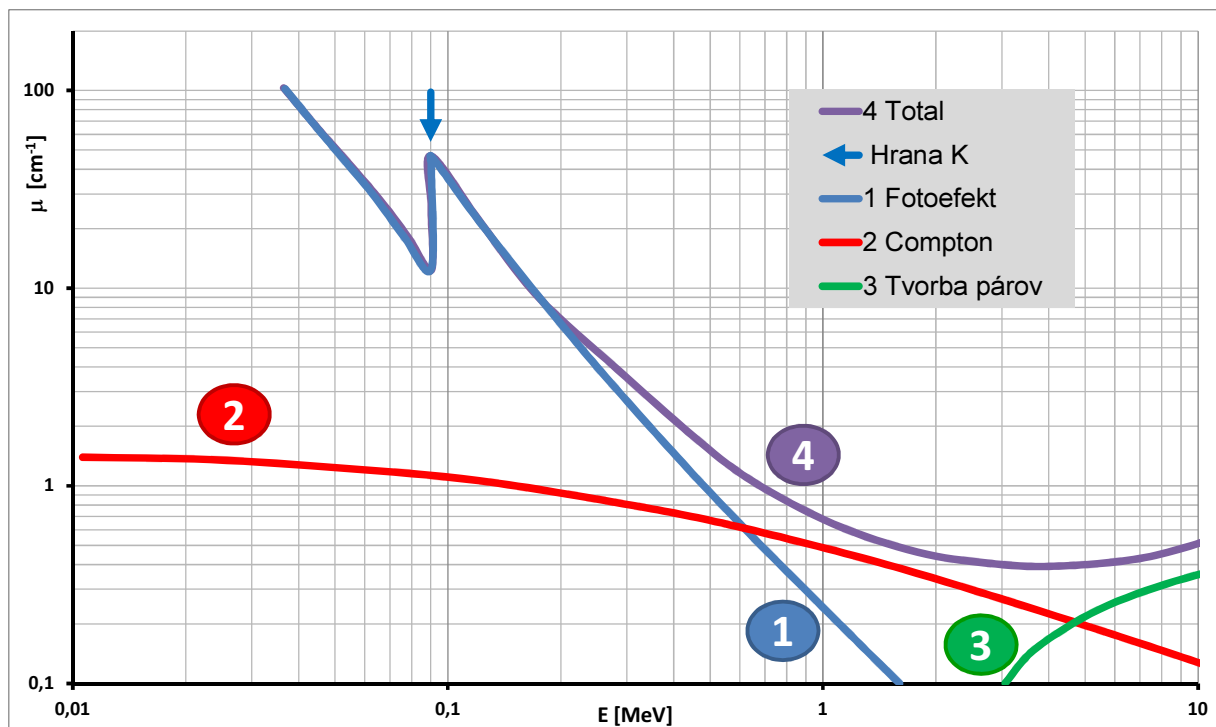
3. Tvorba párov elektrón - pozitron (κ).

Keď fotón γ žiarenia, ktorého energia je vyššia ako 1,022 MeV prenikne do Coulombovského poľa jadra, môže dôjsť k vytvoreniu páru elektrón+pozitron. Energia sa mení na hmotnosť, dochádza k opaku anihilácie - k tvorbe párov hmoty a antihmoty. Vzniknuté častice majú kinetickú energiu, ktorá sa rovná kinetickej energii pôvodného fotónu, zmenšenej o energiu ekvivalentnú hmotnosti elektrónu a pozitronu $E_k = h\nu - 2mc^2$. Pravdepodobnosť vzniku páru rastie úmerne so Z^2 . ($\kappa \sim NZ^2$) Tvorba párov dominuje pri vysokých energiách a vysokých Z . Je potrebné si uvedomiť, že len časť energie sa skutočne pohlcuje. Vznikajúce pozitrony totiž prakticky okamžite anihilujú s elektrónmi za vzniku dvoch fotónov s energiami 511 keV.

Lineárny koeficient zoslabenia bude teda súčtom troch súčiniteľov, charakterizujúcich spomínané tri interakcie

$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad (1.13)$$

Všetky tri zložky sú závislé od energie fotónov γ , ako aj od protónového čísla absorbátora Z : $\tau \sim Z^5$, $\sigma \sim Z$, $\kappa \sim Z^2$. Celkový lineárny koeficient zoslabenia olova a jeho zložky sú uvedené na obr. 1.6.



Obr. 1.6 Celkový (total) lineárny koeficient zoslabenia a jeho jednotlivé zložky

Z toho, čo sme povedali vyplýva, že pri prechode žiarenia γ cez hmotné prostredie v dôsledku rôznych interakcií dochádza k zoslabovaniu pôvodného zväzku, pričom účinnosť zoslabenia rastie s protónovým číslom Z absorbátora.

Pri výpočte ochrany pred žiarením γ v praxi používame vzťah 1.12. Pre danú energiu žiarenia γ a príslušný absorbátor vyhľadáme lineárny koeficient zoslabenia μ a určíme hrúbku ochranného (tieniaceho) materiálu.

Úpravou vzťahu 1.12 určíme koeficient zoslabenia

$$k = \frac{J_0}{J} = \frac{1}{B \cdot e^{-\mu x}} \quad (1.14)$$

Koeficient zoslabenia k pre rôzne absorbátory v závislosti od energie žiarenia nájdeme v odbornej literatúre.

Pre olovo môžeme použiť hodnoty B a μ z tabuľky č. 1.2. Cieľom projektovania dostatočného tienenia je nájsť hrúbku x oloveného tienenia aby súčin $B \cdot e^{-\mu x}$ dostatočne krát znížil pôvodnú hodnotu intenzity žiarenia J_0 , tak ako to vyplýva zo vzťahu 1.14.

1.2.4 Neutróny.

Interakcia neutrónov s látkou závisí od energie neutrónov a nuklidového zloženia látky. Vlastnosti neutrónov podstatne závisia od ich energie.

Neutrón interaguje hlavne s jadrami (silná interakcia, slabo interaguje s magnetickým momentom atómov). Základnými interakciami neutrónov s jadrami sú pružný a nepružný rozptyl, radiačný záchyt (n, γ) a reakcie, pri ktorých vznikajú iné častice (sem zahrňujeme aj delenie ťažkých jadier): (n, α), (n, d), (n, f). Pri pružnom rozptyle odovzdáva neutrón časť svojej energie odrazenému jadru, pričom sa smer jeho dráhy mení. Pri nepružnom rozptyle je neutrón pohltý jadrom, ktoré sa dostáva do excitovaného stavu a emituje neutrón s menšou kinetickou energiou ako bola pôvodná. Pri prechode do základného stavu emituje excitované jadro jeden alebo viac fotónov γ . Ak vnikne neutrón do jadra, môžu byť emitované častice, ako napr. protóny, deuteróny, častice α a i.

Tepelné neutróny sa nachádzajú v tepelnej rovnováhe s prostredím, v ktorom sa pohybujú. Pri teplote 300 K je ich najpravdepodobnejšia energia 0,025 eV a tomu zodpovedajúca rýchlosť 2222 m.s⁻¹. Charakteristickou interakciou je pre ne radiačný záchyt (n, γ), môžu však prebiehať aj reakcie typu (n, p), (n, α) a (n, f).

Pre neutróny stredných energií sú charakteristické rezonančné maximá účinných prierezov pri určitých energiách, ako aj rozptyl a ich spomaľovanie.

Najdôležitejšou interakciou rýchlych neutrónov s jadrami sú pružné zrážky, pričom väčšiu časť svojej energie strácajú neutróny pri zrážkach s ľahkými jadrami. Pri energiách $E > 10$ MeV sú nepružné zrážky rovnako pravdepodobné ako pružné. Superrýchle neutróny interagujú väčšinou nepružným rozptylom.

Mierou pravdepodobnosti interakcie neutrónov s látkou je účinný prierez σ [m²]. Staršou jednotkou je barn (1 b = 10⁻²⁸ m²). Barn sa stále kontinuálne používa v jadrovej fyzike aj keď nie je jednotkou SI.

Vo všeobecnosti je definovaný pre danú terčovú entitu a pre danú interakciu alebo proces vyvolaný dopadajúcimi nabitými alebo nenabitými časticami daného typu a energie ako **podiel pravdepodobnosti tejto reakcie alebo deja pre danú terčovú entitu a fluencie dopadajúcich častíc**.

$$\sigma = \frac{P}{\Phi} \quad (1.15)$$

Zoslabovanie úzkeho kolimovaného zväzku neutrónov prebieha podľa exponenciálneho zákona

$$\varphi_x = \varphi_0 \cdot e^{-N\sigma_t x} \quad (1.16)$$

kde φ_x a φ_0 je hustota toku neutrónov za absorbátorom a pred ním,

N - počet jadier v jednotke objemu absorbátora,

σ_t - úplný (totálny) mikroskopický prierez interakcie neutrónov s jadrami, ktorý je súčtom účinných prierezov radiačného záchytu, delenia a pod.

Veličinu Σ nazývame makroskopickým účinným prierezom. Je to vlastne obdoba pre lineárny koeficient zoslabenia hustoty neutrónového toku.

$$\Sigma = N\sigma = \frac{\rho N_A}{A} \sigma \quad (1.17)$$

Vo vzťahu 1.17 je ρ merná hmotnosť absorbátora, N_A - Avogadrova konštanta, A - hmotnostné číslo.

Recipročná hodnota veličiny Σ , $\lambda = 1/\Sigma$ sa nazýva relaxačná dĺžka pre daný materiál, čo je vzdialenosť, na ktorej pôvodná hustota toku neutrónov poklesne e - krát (2,718). Vzťah 1.16 môžeme napísať v tvare

$$\varphi_x = \varphi_0 \cdot e^{-\Sigma x} \quad \text{alebo v tvare} \quad \varphi_x = \varphi_0 \cdot e^{-\frac{x}{\lambda}} \quad (1.18)$$

Hodnoty relaxačnej dĺžky neutrónov v rozličných materiáloch nájdeme v odbornej literatúre.

Hustota toku neutrónov φ_R vo vzdialenosti R od izotropného bodového zdroja neutrónov, z ktorého vyletuje N_0 neutrónov za jednotku času, určíme zo vzťahu

$$\varphi_R = \frac{N_0}{4\pi R^2} e^{-\frac{R}{\lambda}} \quad (1.19)$$

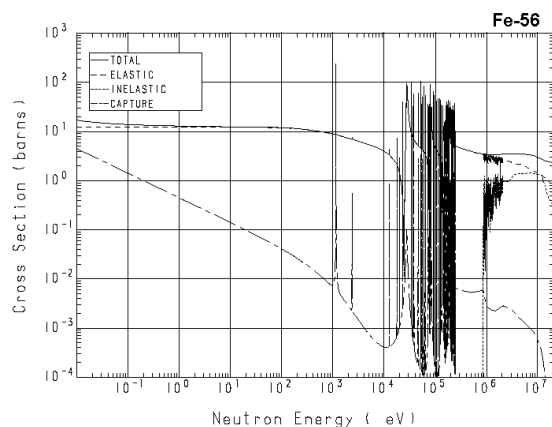
Vo všeobecnosti možno povedať, že zoslabovanie hustoty toku neutrónov môžeme vypočítať podľa vzťahov 1.18 a 1.19. V skutočnosti je však navrhovanie ochrany pred neutrónmi zložitá. Treba si uvedomiť, že pohlcovanie neutrónov je účinné iba v prípade tepelných, pomalých a rezonančných neutrónov. Rýchle neutróny treba preto najprv spomaliť. Stredná strata energie neutrónov pri pružnom rozptyle je maximálna pre ľahké jadrá a rastie s poklesom protónového čísla Z absorbátora. Tepelné neutróny budú difundovať v ochrannom materiáli dovtedy, kým nebudú pohltené. Preto je dôležité zabezpečiť ich rýchle pohltenie vhodnými materiálmi. Vysoký koeficient absorpcie tepelných neutrónov majú napr. zlúčeniny bóru, zlúčeniny kadmia, betón a pod. Rýchle neutróny sú účinne spomaľované takými látkami, ako sú voda, parafín, plasty, betón a pod.

Po zachytení tepelných neutrónov vždy vzniká sekundárne žiarenie γ , ktoré pri navrhovaní ochrany treba brať do úvahy.

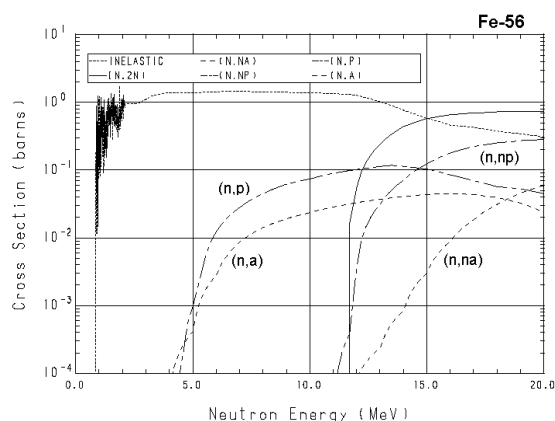
Ochrana pred neutrónmi musí teda obsahovať vodík alebo inú ľahkú látku, ktorá spomalí rýchle neutróny a neutróny stredných energií pružným rozptylom. Ďalej musia byť v ochrane látky s veľkým Z , ktoré spomalia rýchle neutróny nepružnými

zrážkami, ale súčasne poskytnú ochranu pred záchytným žiarením γ . V ochrane musia byť nakoniec prítomné prvky s vysokým súčiniteľom pohltienia tepelných neutrónov.

Presný výpočet takejto viackomponentnej ochrany je veľmi zložitý - neutróny môžu byť zachytené, ale aj rozptýlené jadrami. Rozptyl môže byť pružný aj nepružný, izotropný alebo anizotropný. Účinný prierez interakcie neutrónov závisí od energie neutrónov, ktorá sa sústavne mení, ďalej od materiálu absorbátora atď. Preto pri výpočte ochrany často používame približné metódy a najnovšie matematické modelovanie.



Obr. 1.10a Účinný prierez pre železo



Obr. 1.10b Účinný prierez pre železo (výrez)

Pri výbere ochranných materiálov dbáme, aby mal materiál okrem absorpčných a spomaľujúcich vlastností aj vhodné mechanické vlastnosti, aby bol ohňovzdorný, netoxický a chemicky odolný proti materiálom použitým v reaktore. Nemalú úlohu má pritom aj ekonomické hľadisko.

Voda sa používa nielen ako moderátor, ale vďaka veľkému obsahu vodíkových atómov aj ako ochranný materiál. Po niekoľkých zrážkach s atómami vodíka sa neutróny rýchlo spomalia do tepelných energií a absorbujú sa. Pri absorpcii tepelných neutrónov jadrami vodíka pri reakcii $H(n, \gamma)D$ vznikajú záchytné fotóny γ , ktorých energia $E_\gamma = 2,23$ MeV. Ich množstvo možno znížiť doplnkovou ochranou, napr. použitím boritej vody. V takom prípade budú tepelné neutróny absorbované bórom podľa reakcie $B(n, \alpha)Li$. Záchytné žiarenie γ bude mať energiu 0,5 MeV. Boritá voda je však silný korozívny materiál.

Oceľ je základný konštrukčný materiál reaktorov. Má dobré konštrukčné aj mechanické vlastnosti. V porovnaní s olovenou ochranou je oceľová ochrana pred **žiarením γ** o 30% ťažšia. Pre ochranu pred neutrónmi je oceľová v porovnaní s olovenou účinnejšia. Železo, ktoré oceľ obsahuje, sa aktivuje, vzniká pritom izotop ^{59}Fe ($T_{1/2} = 45,1d$), ktorý emituje fotóny γ o energii 1,1 MeV a 1,29 MeV. Okrem toho vzniká záchytné žiarenie γ s energiou $E_\gamma = 7,7$ MeV. Prímesi, ktoré oceľ obsahuje (Co, Mn, Ta), môžu byť tiež aktivované. V oceli by mangánu nemalo byť viac ako 0,2%, kobalt a tantal by mal byť prítomný iba v stopových množstvách.

Betón je základným ochranným materiálom. Obsahuje rôzne plnidlá, navzájom spojené cementom. Sú to najmä kyslíčniky Ca, Si, Al, Fe a ľahké jadrá, ktoré účinne

pohlcujú žiarenie γ a spomaľujú rýchle neutróny pri pružných a nepružných zrážkach. Zoslabovanie toku neutrónov závisí od obsahu vody v materiáli, z ktorého ochrana pozostáva. Absorbovanie neutrónového toku v betónovej ochrane možno zlepšiť pridaním do nej zlúčeniny bóru. Najčastejšie sa používa karbid bóru B_4C .

Grafit má výborné tepelné vlastnosti, je dobrým moderátorom i reflektorom. Je ľahko obrábatelný. Jeho nevýhodou je, že po ožiarení neutrónmi sa jeho kryštálická mriežka narúša, čo mení jeho mechanické vlastnosti.

Kadmium vynikajúco pohlcuje neutróny o energii menšej ako 0,5 eV. Vrstva kadmia o hrúbke 1 mm zníži tok tepelných neutrónov 10^9 krát, pričom vzniká zachytané žiarenie γ o energii 7,5 MeV. Nemá dobré mechanické vlastnosti. Častejšie ho z týchto dôvodov používajú v zlúčenine s olovom.

Polyetylén $(CH_2)_n$ obsahuje väčšie množstvo vodíkových atómov v jednotke objemu, preto je lepší moderátor, ako voda. Mäkne pri 115 °C, čo obmedzuje jeho použitie v jadrovej technike. Pri vyšších teplotách horí, pričom vzniká voda a CO_2 . Jeho lineárna rozťažnosť je 13 krát väčšia, ako u železa. Je dobre tvarovateľný. Kvôli zníženiu zachytného žiarenia γ sa do polyetylénu pridávajú zlúčeniny, obsahujúce bór.

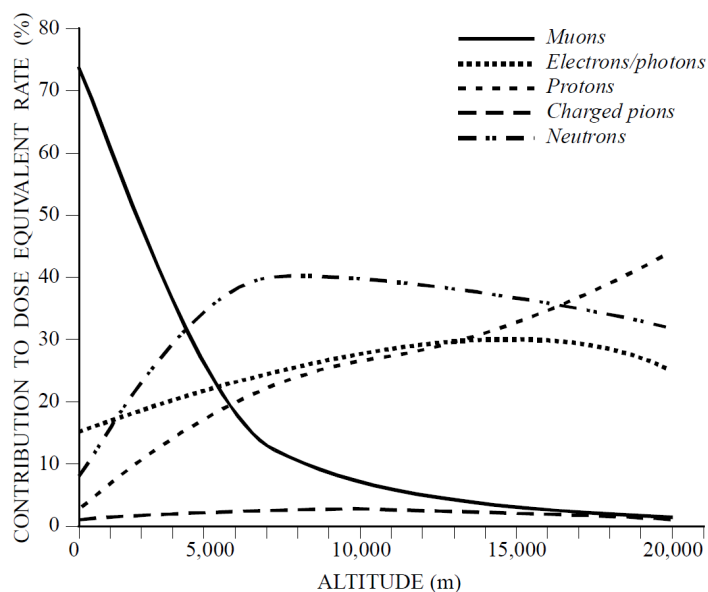
Parafín podobne ako polyetylén sa používa na spomaľovanie rýchlych neutrónov.

1.3 Žiarenie okolo nás - radiačné pozadie

Obyvatelia zemegule sú neustále vystavovaní ionizujúcemu žiareniu, ktoré nazývame **radiačné pozadie**. Radiačné pozadie môže byť tvorené žiarením rádionuklidov prírodného alebo umelého pôvodu. Pôvod **prírodného pozadia** môže byť rôzny: kozmické žiarenie, žiarenie z kozmogénnych rádionuklidov, primordiálnych (pôvodných zemských rádionuklidov alebo sekundárnych rádionuklidov rozpadových radov). Úroveň prírodného pozadia sa v čase mení, čo je spôsobené napr. slnečnou činnosťou, geomagnetickým poľom Zeme, vulkanickou činnosťou alebo lesnými požiarimi. Človek a ľudská činnosť môže ovplyvniť distribúciu prírodných rádioaktívnych materiálov na Zemi. Pre materiály, ktoré obsahujú ľudskou činnosťou pozmenený obsah prírodných rádionuklidov používame termín TENORM - materiály s technologicky zvýšeným obsahom prírodných rádionuklidov (TENORM - Technologically Enhanced Naturally Occurring Radioactive Materials). Rádionuklidy, ktoré sa dostali do životného prostredia v dôsledku činnosti človeka nazývame **umelé** rádionuklidy a spolu s TENORM tvoria skupinu **antropogénne** zdroje rádioaktivity. K umelým zdrojom žiarenia zaraďujeme aj röntgenové prístroje, urýchľovače častíc a iné generátory ionizujúceho žiarenia.

Prírodné radiačné pozadie: tvorí najväčšiu časť ožiarenia obyvateľstva, pričom je to nevyhnutná súčasť života ľudstva. Jedným zo zdrojov prírodného radiačného pozadia je **kozmičné žiarenie**. Spôsobujú ho vysokoenergetické ($E=10^{19}$ eV) protóny (90%) a jadrá He (10%), ktoré k nám priletujú z kozmu. Pri interakcii s časticami atmosféry vzniká sekundárne vysokoenergetické žiarenie, ktoré tvoria mezóny, neutróny, protóny, prípadne mäkkšie žiarenie fotónov gama. Príspevok jednotlivých typov sekundárneho žiarenia k celkovej dávke závisí od nadmorskej výšky a je uvedená na obrázku 1.11.

Veľkosť kozmického žiarenia je rôzna v rôznych zemepisných šírkach. Efektívna dávka od kozmického žiarenia sa odhaduje hodnotou asi $0,3 \text{ mSv} \cdot \text{rok}^{-1}$.



Obr. 1.11 Príspevok jednotlivých typov sekundárneho kozmického žiarenia k celkovej dávke v závislosti na nadmorskej výške

Ďalšími zdrojmi prírodného radiačného pozadia sú **prírodné rádionuklidy**, väčšinou žiariče gama, ktoré sa nachádzajú vo vzduchu, v horninách a v pôde.

Podľa pôvodu prírodné rádionuklidy rozdeľujeme do troch skupín:

1. **Pôvodné primordiálne rádionuklidy**, ktoré sa nachádzajú na Zemi od jej vzniku. Do tejto skupiny patria v prírode sa vyskytujúce rádionuklidy s polčasom premeny $T_{1/2} > 10^8$ rokov. Prvky ^{238}U , ^{235}U , ^{232}Th a ^{235}Np sú východzími prvkami tzv. rozpadových radov, v ktorých vznikajú **sekundárne primordiálne rádionuklidy**. Najrozšírenejším primordiálnym rádionuklidom, ktorý nie je členom rozpadových radov je ^{40}K (v prírodnom draslíku sa nachádza 0,0117% tohto izotopu). Aktivita draslíka sa v rôznych potravinách pohybuje na úrovni desiatok až stoviek $\text{Bq} \cdot \text{kg}^{-1}$. V malom množstve sa vyskytujú aj iné dlhožijúce rádionuklidy, z ktorých spomenieme ^{87}Rb ($T_{1/2} = 4,9 \cdot 10^{10}$), ^{138}La ($T_{1/2} = 1,1 \cdot 10^{10}$), ^{147}Sm ($T_{1/2} = 1,1 \cdot 10^{10}$), ^{176}Lu ($T_{1/2} = 3,7 \cdot 10^{10}$), ^{187}Re ($T_{1/2} = 4,5 \cdot 10^{10}$). Primordiálne rádionuklidy sa využívajú vo výskume vesmíru ako „galaktické chronometre“. Keď je známa história procesov vzniku týchto rádionuklidov môžeme z ich obsahu určovať napr. vek vesmírnych telies.

2. **Kozmogénne rádionuklidy** vznikajú interakciou kozmického žiarenia s látkou priamo na Zemi. Najčastejšie sa jedná o jadrové reakcie štiepenia, záchytu alebo spalačnú reakciu, ktoré môžu byť vyvolané hlavne neutrónmi, protónmi alebo mióňmi.

Príklad:

- Spalačná reakcia: $^{27}\text{Al}(p, 2n)^{26}\text{Si}(\beta^+)^{26}\text{Al}$
- Záchyt neutrónu: $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$
- Záchyt miónu: $^{40}\text{Ca}(\mu^-, \alpha)^{36}\text{Cl}$

Medzi najrozšírenejšie kozmogénne rádionuklidy patria prvky uvedené v tabuľke 1.5.

Tab. 1.5 Hlavné kozmogénne rádionuklidy a ich vlastnosti

Nuklid	Doba polpremeny, $T_{1/2}$	Typ premeny	Energia žiarenia, (MeV)	Produkcia, ($\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)
^3H	12,26 rokov	β^-	0,0186	0,12-1,3
^7Be	53 dní	γ, ε	0,477	0,021-0,035
^{10}Be	$2,7 \cdot 10^6$ rokov	β^-	0,56	0,04-0,1
^{14}C	5730 rokov	β^-	0,156	2,0-2,6
^{22}Na	2,58 roka	$\beta^+, \gamma, \varepsilon$	0,54	-
^{32}Si	700 rokov	β^-	0,1	$2 \cdot 10^{-4}$
^{32}P	14,3 rokov	β^-	1,71	$1 \cdot 10^{-4}$
^{33}P	25 dní	β^-	0,25	$1 \cdot 10^{-4}$
^{35}S	86,7 dní	β^-	0,168	$2 \cdot 10^{-4}$
^{36}Cl	$3 \cdot 10^5$ rokov	β^-, ε	0,71	-
^{39}Ar	268 r	β^-	0,565	$5,6 \cdot 10^{-3}$

ε - znamená elektrónový záchyt

3. **Sekundárne primordiálne rádionuklidy**: sú rádionuklidy, ktoré patria k tzv. rozpadovým radom. Rozoznávame štyri rozpadové rady, ktoré charakterizuje štartovací prvok: ^{238}U začína urán-rádiový rad, ^{235}U (^{239}Pu) urán-aktíniový rad, ^{232}Th tóriový rad, ^{235}Np neptúniový rad. Produktami rozpadových radov sú rôzne prírodné rádionuklidy, napr.: Bi, Ac, Po, Ra, Pb, Rn, Tl a pod. V literatúre sa bežne udávajú len prvé tri rozpadové rady, pretože ich štartovacie rádionuklidy majú dostatočne

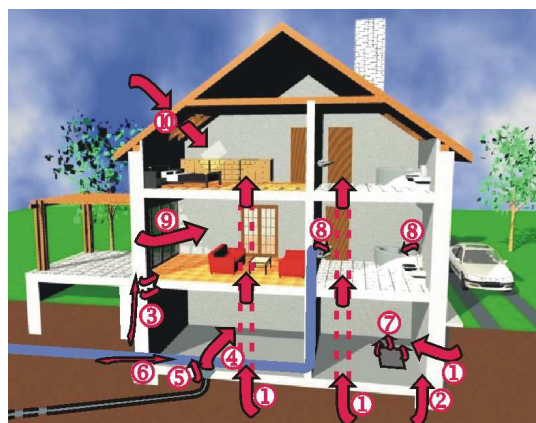
dlhú dobu polpremeny aby sa ešte nachádzali v prírode v dostatočnom množstve. Neptúniový rad sa vyskytuje v prírode len sčasti, pretože štartovací rádionuklid má malú dobu polpremeny a v prírode sa prakticky už nevyskytuje. Okrem týchto dominantných rozpadových radov sa v prírode nachádzajú aj menšie, ktoré sa bežne v literatúre neuvádzajú, napr. uhlík ^{14}C , ktorý je významný kozmogénny rádionuklid sa mení na stabilný dusík ^{14}N .

Zdrojmi vnútorného ožiarenia človeka sú predovšetkým rádionuklid draslíka ^{40}K a rádionuklidy rozpadových radov uránu a tória. Priemerný obsah ^{40}K , ^{226}Ra a ^{232}Th v niektorých stavebných materiáloch je v tabuľke 1.6. V ľudskom organizme sa nachádzajú v rovnovážnej koncentrácii v dôsledku neprestajného vstupu potravinovým reťazcom, vodou a atmosferickým vzduchom. Veľkosť vonkajšieho ožiarenia, ktoré spôsobujú prírodné rádionuklidy, sa odhaduje na $0,32 \text{ mSv}\cdot\text{rok}^{-1}$, vnútorného na $0,37 \text{ mSv}\cdot\text{rok}^{-1}$. Celkovo teda od prírodného pozadia dostáva človek ročne približne 1 mSv . Táto hodnota môže byť rapídne zvýšená v oblastiach so zvýšeným výskytom radónu.

Tab. 1.6 Priemerný obsah ^{40}K , ^{226}Ra a ^{232}Th v niektorých stavebných materiáloch

Materiál	$^{40}\text{K}(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})$	$^{226}\text{Ra}(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})$	$^{232}\text{Th}(\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1})$
Tehla	614	50	50
Betón	419	30	20
Kamene	724	50	35
Cement	248	30	18
Bridlice	632	64	35
Pórobetón	403	130	60
Obklady	380	80	50
Dlažba	730	70	60
Farbivá	141	1220	220
Omietky	160	70	60
Hlina	518	60	50
Popolček	600	130	80

Radón je rádioaktívny plyn, ktorý postupuje do budov zo zeme a zo stavebných materiálov. Zdroje radónu v pozemných stavbách sú znázornené na obr. 1.12. Alfa premenou z radónu vznikajú rádioaktívne dcérske produkty. Dýchaním samotný radón a aj jeho dcérske produkty vo forme aerosólov postupujú do pľúc, kde spôsobujú lokálne ožiarenie, ktoré môže spôsobiť rakovinu. Podiel radónu na ožiarení obyvateľstva sa v rôznych regiónoch výrazne odlišuje.



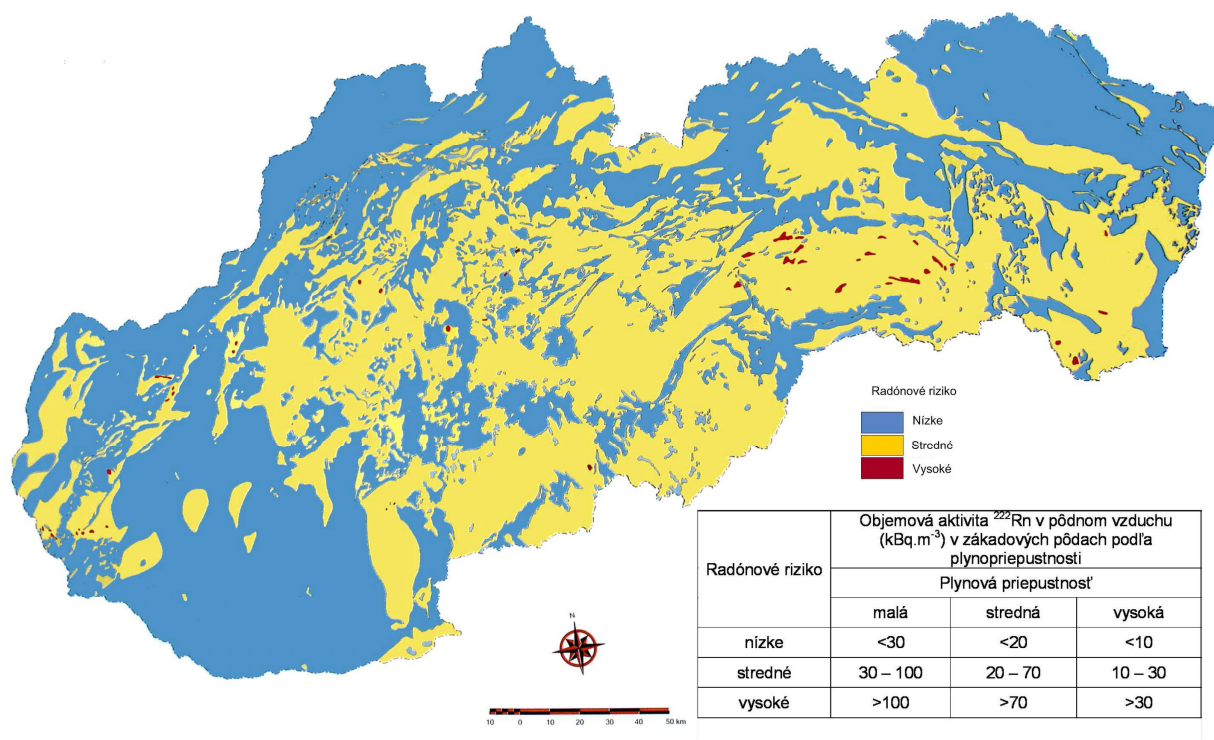
1. Difúziou konštrukciami spodnej stavby
2. Trhlinami medzi stenou a podlahou
3. Trhlinami z rozdielneho sadania základov
4. Prístup kanalizáciou a potrubiami
5. Netesnosťami okolo podlahových otvorov
6. Netesnosťami okolo prestupov inštalácií
7. Netesnosťami okolo poklopov revízných šacht
8. Uvoľňovanie z vody dodávanej do objektu
9. Exhalácia zo stavebných materiálov
10. Zo vzduchu z ventilácie

Obr. 1.12 Zdroje radónu v objektoch pozemných stavieb

Mapa radónového rizika SR je na obrázku 1.13. Územím s nízkymi radónovým rizikom je územie, na ktorom je meraním zistené, že objemová aktivita radónu (OAR)

v pôdnom vzduchu je menšia než 10 kBq.m^{-3} v dobre priepustných, 20 kBq.m^{-3} v stredne priepustných a 30 kBq.m^{-3} v slabo priepustných základových pôdach.

V miestnostiach určených na bývanie alebo pobyt osôb súčet podielov ekvivalentnej objemovej aktivity radónu v priemere za rok k hodnote 200 Bq.m^{-3} a podielu príkonu dávkového ekvivalentu gama žiarenia v určených miestach k hodnote $2 \mu\text{Sv.h}^{-1}$ nesmie byť väčší ako 1. Ak táto požiadavka nie je splnená, vykonajú sa úpravy k zníženiu ožiarovania; až do vykonania stavebno-technických úprav sa ožiarovanie obmedzí náhradnými opatreniami, najmä zmenou režimu ich používania.



1.13 Mapa radónového rizika Slovenska (zdroj: www.uranpres.sk)

Pri výstavbe alebo prestavbe stavieb sa postupuje tak, aby v miestnosti určenej na bývanie alebo pobyt osôb nebola ekvivalentná aktivita radónu v priemere za rok vyššia než 100 Bq.m^{-3} a zároveň príkon dávkového ekvivalentu gama žiarenia v jej ľubovoľnom mieste vo výške 1 m od podlahy a vo vzdialenosti aspoň 0,5 m od stien nepresiahol $1 \mu\text{Sv.h}^{-1}$. Táto požiadavka sa považuje za splnenú, ak sú budovy postavené na území s nízkym radónovým rizikom, zo stavebných materiálov s hmotnostnou aktivitou ^{226}Ra , ktorá neprevyšuje 120 Bq.kg^{-1} a ak sa v nich používa voda s objemovou aktivitou radónu, ktorá neprevyšuje hodnotu 50 kBq.m^{-3} .

Tab. 1.7 Odhad zdravotného rizika z ožiarovania radónom v bytových priestoroch, vo vybraných okresoch SR v roku 2009

Oblasť	OAR (Bq.m^{-3})	E (mSv)	Odhad rizika*
SGR	172,5	2,9	22,4
Okres Spišská Nová Ves	160,0	2,7	20,8
Okres Košice-okolie	185,0	3,1	24,0
Okres Gelnica	172,5	2,9	22,4
Okres Rožňava	250,0	4,2	32,0
Oblasť Banská Štiavnica	457,3	7,7	59,3

* Predpokladaný nárast úmrtí v dôsledku expozície radónom na 100 000 obyvateľov

Technogénne radiačné pozadie.

Využívanie prírodných materiálov v priemysle, stavebníctve, poľnohospodárstve alebo službách môže spôsobiť koncentráciu prírodných rádionuklidov a následne možné zvýšené ožiarenie obyvateľstva. V týchto prípadoch hovoríme o materiáloch s technologicky zvýšeným obsahom prírodných rádionuklidov (**TENORM** - Technologically Enhanced Naturally Occuring Radioactive Materials).

Výroba umelých hnojív a ich použitie v poľnohospodárstve. Jednou z najdôležitejších živín pre vývoj plodov rastlín je fosfor. Umelé hnojivá s obsahom fosforu sa získavajú zo sedimentačných fosfátových (fosforečných) hornín chemickým spracovaním minerálnymi kyselinami. Táto technológia zabezpečí zvýšenie koncentrácie fosforu vo výslednom produkte, avšak koncentrujú sa aj prírodné rádionuklidy. Obsah uránu a thória v umelých hnojivách je na úrovni 150% ich pôvodnej koncentrácie v hornine. Celková aktivita rádia, thória a uránu v umelých hnojivách používaných každoročne v USA sa odhaduje na $4 \cdot 10^{13}$ Bq. Ročná efektívna dávka na obyvateľa USA z používania umelých hnojív sa odhaduje na 10-20 μSv .

Ťažobný priemysel. S rádioaktívnymi materiálmi treba rátať pri ťažbe a využívaní fosilných palív (uhlie, ropa a zemný plyn), uránu, kovov, minerálov, vzácnych zemín. Rádioaktívne látky sa môžu uvoľňovať do životného prostredia v procese ťažby, pri ich úprave a využití a v ťažobnej hlušine a iných odpadoch pri spracovaní.

Vodný priemysel predstavuje čistenie a prípravu technickej a pitnej vody. Použitie rôznych postupov ako sedimentácia, ionovýmenné filtre, piesková filtrácia atď. zabezpečí vyčistenie vody a zachytenie ťažkých kovov, solí ale aj rádionuklidov. Vo filtračných materiáloch sa môže nakopit významné množstvo rádioaktivity, ktoré treba brať do úvahy pri ich likvidácii na skládkach odpadov. S prírodnou rádioaktivitou treba rátať aj pri hydrogeologických prieskumoch, geotermálnych vrtoch, pretože táto voda môže obsahovať významné množstvo rádioaktivity.

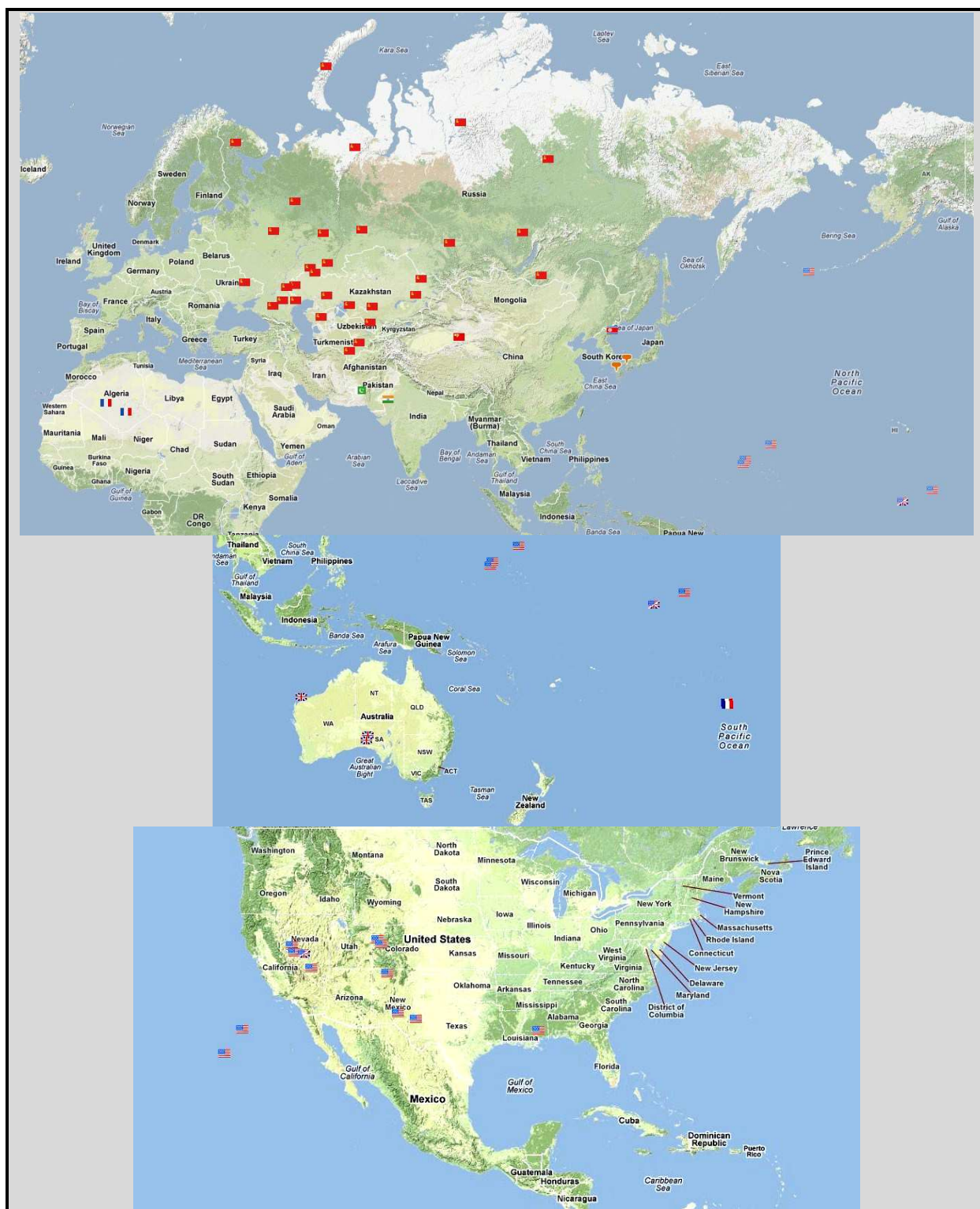
Stavebné materiály. V tabuľke 1.6 je uvedený prehľad obsahu hlavných rádionuklidov v stavebných materiáloch. Dávkový príkon v tehlových a betónových budovách dosahuje 0,05 - 0,07 $\mu\text{Gy} \cdot \text{hod}^{-1}$, v drevených - 0,06 $\mu\text{Gy} \cdot \text{hod}^{-1}$. Čím sú stavby budov mohutnejšie, tým je človek viac chránený pred žiarením, pochádzajúcim z pôdy a vzduchu, avšak zvyšuje sa podiel žiarenia, ktoré pochádza zo stavebných materiálov. Kritérium vhodnosti použitia stavebných materiálov z hľadiska obsahu prírodných rádionuklidov stanovuje *Vyhláška Ministerstva zdravotníctva Slovenskej republiky o požiadavkách na obmedzenie ožiarenia z radónu a ďalších prírodných rádionuklidov* (406/1992 Z.z.) ako aj stavebný zákon SR.

Technogénne pozadie prispieva do celkového radiačného pozadia hodnotou o niečo väčšou, ako 1 mSv/rok.

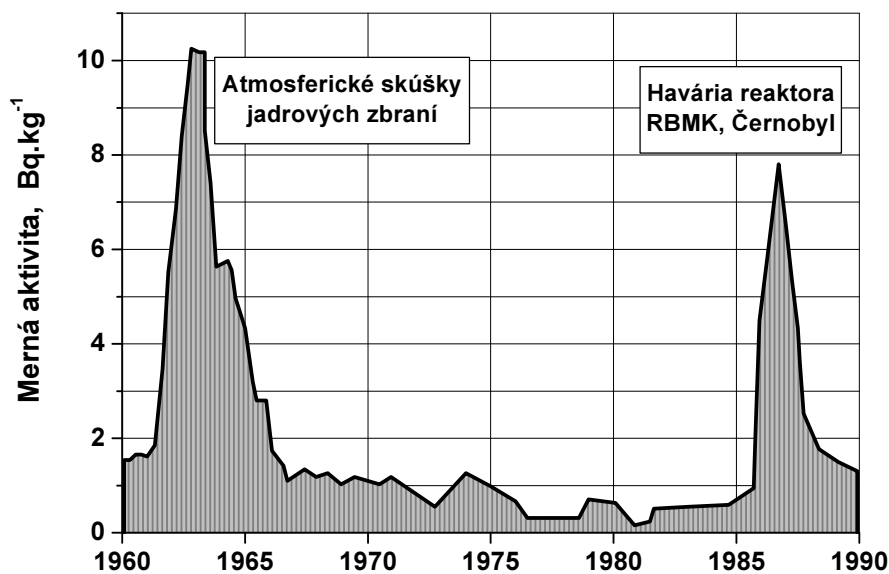
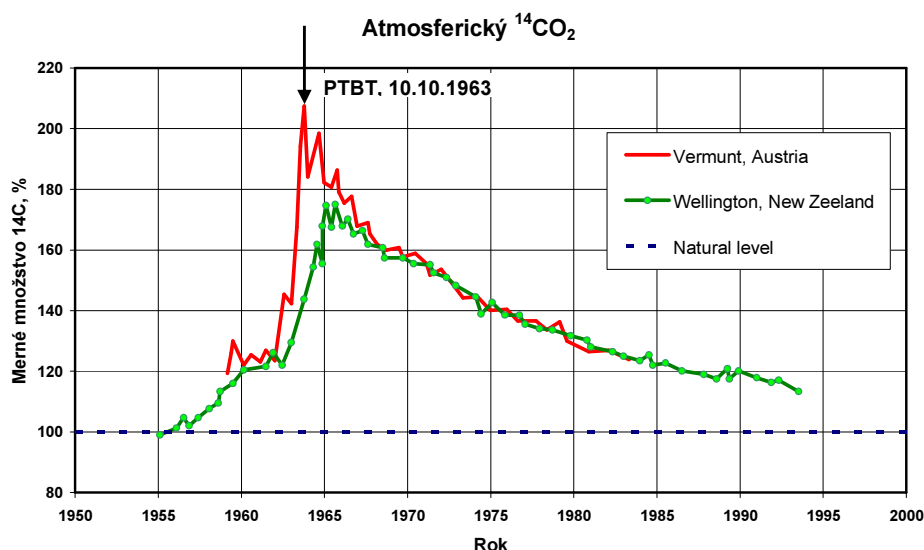
Globálny rádioaktívny spad je dôsledok skúšok jadrových zbraní a v našich oblastiach aj havárie v Černobyle. Spôsobuje vnútorné ožiarenie (^{90}Sr , ^{137}Cs) a ožiarenie vonkajšie (^{137}Cs). Jeho hodnota je oceňovaná na 20 $\mu\text{Sv} \cdot \text{rok}^{-1}$. Céziu ^{137}Cs je ako jediný z umelých rádionuklidov možné namerať pri kontrolných meraniach potravín v SR. Údaje za rok 2009 sú uvedené v tabuľke 1.8. Uvedené hodnoty predstavujú zanedbateľné množstvo, pretože hmotnostná aktivita pre zásahovú úroveň pre ^{137}Cs pre deti do 10 rokov veku by nemala presiahnuť 1 kBq/kg pri zelenine, obilninách a ovocí a 1 kBq/kg pri mlieku, mliečnych výrobkoch a mäse. Hodnota pre dospelých je 3 kBq/kg pre rovnaké produkty.

Tab. 1.8 Aktivita ^{137}Cs v potrave a poľnohospodárskych produktoch v roku 2009

Produkt	A (Bq/kg)	Produkt	A (Bq/kg)
Mlieko	0,133±0,01	Obilniny	–
Ovocie	3,4±0,4	Hríby	229,0±19,0
Zelenina	0,025±0,003	Ryby	0,276±0,14
Krmoviny	3,81±0,28*	*vzťahnuté na sušinu	



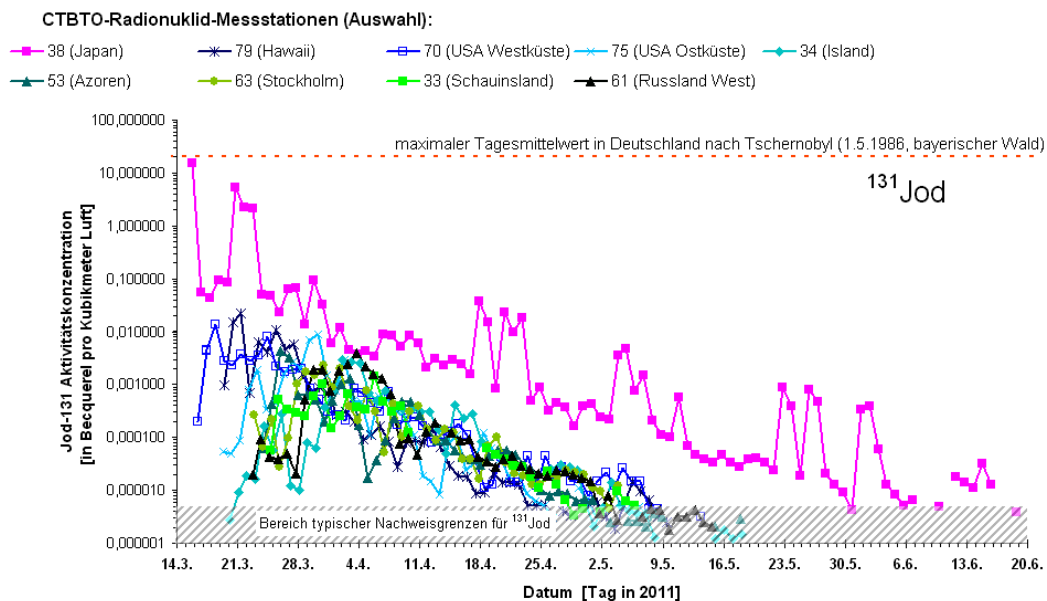
Obr. 1.14 Vlajočky označujú miesta odpálenia jadrových náloží po svete. (www.ctbto.org)

Obr. 1.15a Aktivita ^{137}Cs v ľudskom tele ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)Obr. 1.15b Relatívne množstvo rádioaktívneho ^{14}C v atmosfére v dôsledku atmosférických testov jadrových zbraní. Pokles je badať po podpise zmluvy o zákaze atmosférických testov (PTBT - Partial Test Ban Treaty) v novembri 1963.

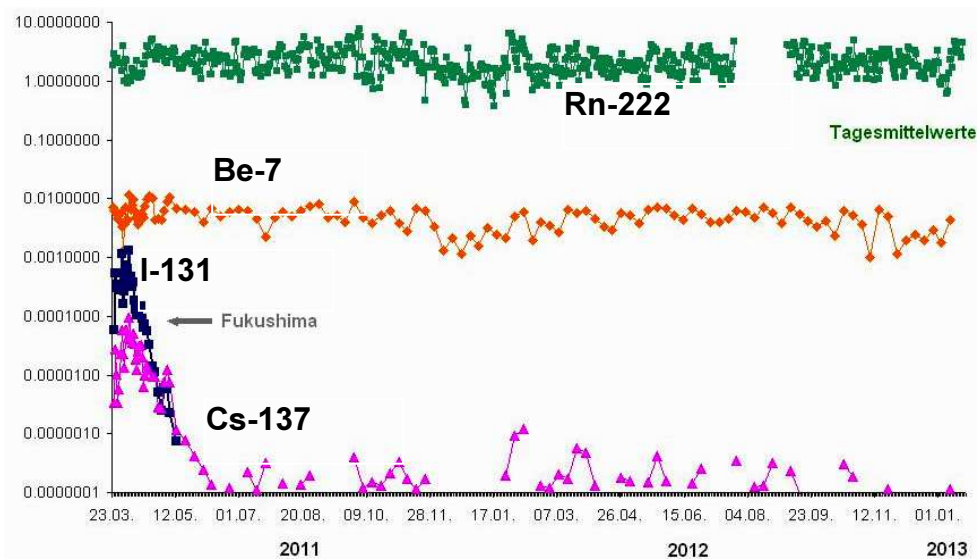
Havária na japonskej jadrovej elektrárni Fukushima - Daiichi spôsobila uvoľnenie do ovzdušia rádioaktívneho I-131 na úrovni 511 PBq, Cs-137 okolo 13,6 PBq, Cs-134 okolo 13,6 PBq, vzácne plyny na úrovni 500 PBq a uvoľnenie do oceánu rádioaktívneho I-131 na úrovni 11 PBq, Cs-137 okolo 3,6 PBq, Cs-134 okolo 3,5 PBq (World Nuclear News, 25. máj 2012). Najväčšie obavy predstavuje dávka v štítnej žľaze u detí od I-131, ktorá na niektorých miestach mohla dosiahnuť podľa WHO úroveň 100-200 mSv (neskôr sa hovorilo o 50 mSv), medián tejto veličiny bol stanovený na 4,2 mSv. V Černobyle táto hodnota dosahovala až 1400 mSv a medián 490 mSv.

Podľa meraní medzinárodnej organizácie na kontrolu dodržiavania dohody o zákaze testov jadrových zbraní CTBTO (Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty

Organization), ktorá má vybudovanú celosvetovú monitorovaciu sieť, boli následky havarie merateľné v podstate po celom svete. Výsledky merania jódu 131 sú na obrázku 1.16. a 1.17.



Obr. 1.16 Výsledky merania I-131 v Bq/m³ na stanicích monitorovacej siete CTBTO.



Obr. 1.17 Údaje monitorovania rádionuklidov v Európe (Freiburg, www.bfs.de)

Podľa meraní medzinárodnej organizácie na kontrolu dodržiavania dohody o zákaze testov jadrových zbraní CTBTO (Comprehensive Nuclear-Test-Ban Treaty Organization), ktorá má vybudovanú celosvetovú monitorovaciu sieť, boli následky havarie merateľné v podstate po celom svete. Výsledky merania jódu 131 sú na obrázku 1.16.

Ožiarenie v dôsledku medicínskych procedúr. Odhaduje sa, že na jedného obyvateľa pripadá v priemere jedna röntgenová diagnostika ročne (röntgenografia 0,44, röntgenoskopia 0,19, fluoroskopia 0,37). Podľa odhadov môže dosiahnuť celotelová efektívna dávka z týchto procedúr 1,5 mSv·rok⁻¹. Používanie

rádiofarmaceutických prípravkov túto dávku zvyšuje len nepatrne (výnimku tvorí používanie rádionuklidu ^{131}I).

Na lekárske ožiarenie sa nevzťahuje limitovanie dávok. Cieľom nádorovej terapie je doceliť likvidáciu nádorového ložiska pri zachovaní zdravého okolitého tkaniva. Ožiarenie pacientov pri jednotlivých diagnostických procedúrach nesmie prekročiť tzv. smerné hodnoty lekárskeho vyšetrenia. Príklady sú uvedené v tabuľke 1.9.

Tab. 1.9 Smerné hodnoty pre vyšetrenie počítačovou tomografiou

Vyšetrenie	Dávka (na jedno vyšetrenie) [mGy]
Hlava	50
Bedrová chrbtica	35
Brucho	25

Dávky sa merajú v osi rotácie v tkanivovo-ekvivalentných fantómoch, ktorých výška je 15 cm a priemer je 16 cm na vyšetrenie hlavy a 30 cm na vyšetrenie bedrovej chrbtice a brucha.

Priemerná efektívna dávka z prírodných zdrojov na Slovensku v roku 2009 bola 2,4 mSv/rok; z toho radón a produkty jeho premeny spôsobili 55% (najmä vnútorné ožiarenie pľúc), terestriálne žiarenie gama 19%, kozmické žiarenie 16%, vnútorné ožiarenie 10%. Lekárske aplikácie, hlavne diagnostika navýšili dávku obyvateľstva o ďalších 1,7 mSv/rok, čo je na úrovni 70% od všetkých prírodných zdrojov. Podiely jednotlivých zložiek sa líšia pre jednotlivé krajiny resp. skupiny obyvateľstva v rôznych obdobiach. Stav na Slovensku v roku 2009 je uvedený v tabuľke 1.10.

Tab. 1.10 Radiačná záťaž jednotlivca na Slovensku z prírodných rádionuklidov v roku 2009 podľa Správy o stave ŽP v roku 2009* (www.enviroportal.sk)

Zdroj ožiarenia	Radiačná záťaž jednotlivca	
	(mSv)	(%)
kozické žiarenie	0,39	16,4
terestriálne žiarenie gama	0,46	19,3
rádionuklidy v tele	0,23	9,7
radón a produkty premeny	1,3	54,
*Prírodné pozadie spolu	2,38	100,0
Lekárska diagnostika	1,7	-
Lekárska rádioterapia	-	-

*novšie správy žiaľ nie sú také podrobné a túto informáciu už neobsahujú

1.4 Definície základných pojmov radiačnej ochrany

Radiačná ochrana je ochrana ľudí a životného prostredia pred ožiarением a pred jeho účinkami vrátane prostriedkov na jej dosiahnutie. Radiačná ochrana je jedným z determinujúcich faktorov ovplyvňujúcich úroveň verejného zdravia, na ktoré sa zameriava systém verejného zdravotníctva. Legislatívny rámec verejného zdravotníctva je tvorený Zákonom č. 355/2007 Z.z. o ochrane, podpore a rozvoji verejného zdravia. Základné bezpečnostné požiadavky na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením sú ustanovené v Nariadení vlády 345/2006 Z.z.

V oblasti radiačnej ochrany zákon 355/2007 uvádza základné pojmy:

ionizujúce žiarenie je žiarenie prenášajúce energiu vo forme častíc alebo elektromagnetických vln s vlnovou dĺžkou 100 nm alebo kratšou alebo frekvenciou $3 \cdot 10^{15}$ Hz alebo vyššou, ktoré má schopnosť priamo alebo nepriamo vytvárať ióny,

prírodné ionizujúce žiarenie je ionizujúce žiarenie prírodného zemského alebo kozmického pôvodu,

ožiarenie je vystavenie pôsobeniu ionizujúceho žiarenia,

lekárske ožiarenie je ožiarenie pacientov v súvislosti s určením ich diagnózy alebo liečby, ožiarenie zamestnancov v súvislosti so sledovaním ich zdravotného stavu, ožiarenie osôb v súvislosti s preventívnymi zdravotnými programami, ožiarenie zdravých jednotlivcov alebo pacientov, ktorí sa dobrovoľne zúčastňujú na lekárskech alebo biomedicínskych výskumných programoch a ožiarenie osôb v súvislosti s vyšetreniami na účely vypracovania lekárskeho posudku,

limit ožiarenia je hodnota ročnej alebo päťročnej efektívnej dávky alebo ročnej ekvivalentnej dávky, ktorá zodpovedá hornej hranici prijateľného rizika stochastického poškodenia zdravia v dôsledku ožiarenia pre jednotlivca aj spoločnosť a ktorá vylučuje výskyt deterministických účinkov ožiarenia,

smerná hodnota je stanovená hodnota ukazovateľa alebo kritérium, ktorého nesplnenie alebo prekročenie spravidla vyžaduje vykonanie primeraného opatrenia na zabezpečenie radiačnej ochrany,

medzná dávka je obmedzenie budúcej dávky jednotlivca, ktorá môže byť spôsobená daným zdrojom ionizujúceho žiarenia, a ktorá sa používa v etape plánovania alebo projektovania pri optimalizácii radiačnej ochrany,

zdroj ionizujúceho žiarenia je rádioaktívny žiarič, prístroj alebo zariadenie schopné emitovať ionizujúce žiarenie alebo produkovať rádioaktívne látky,

prírodný zdroj ionizujúceho žiarenia je zdroj ionizujúceho žiarenia prírodného zemského alebo kozmického pôvodu,

umelý zdroj ionizujúceho žiarenia je zdroj ionizujúceho žiarenia iný ako prírodný zdroj ionizujúceho žiarenia,

rádioaktívny žiarič je rádioaktívna látka, ktorej aktivita a hmotnostná aktivita presahujú hodnoty aktivity a hmotnostnej aktivity uvedené v osobitnom predpise*,

uzavretý rádioaktívny žiarič je rádioaktívny žiarič, ktorého konštrukcia zabezpečuje tesnosť a za podmienok bežného používania vylučuje únik rádioaktívnych látok,

otvorený rádioaktívny žiarič je rádioaktívny žiarič, ktorý nespĺňa podmienky uzavretého rádioaktívneho žiariča,

nepoužívaný žiarič je rádioaktívny žiarič, ktorý sa už pri činnosti vedúcej k ožiareniu nepoužíva a s jeho ďalším používaním sa už nepočíta; uzavretý rádioaktívny žiarič, ktorý nemá platné osvedčenie uzavretého žiariča dlhšie ako 12 mesiacov, sa považuje za nepoužívaný,

opustený žiarič je uzavretý rádioaktívny žiarič, ktorý nie je pod administratívnou kontrolou, pretože jej nikdy nepodliehal alebo preto, že bola kontrola zanedbaná a žiarič bol opustený, stratený, nesprávne umiestnený, ukradnutý alebo odovzdaný novému vlastníkovi bez riadneho oznámenia príslušnému orgánu alebo bol odovzdaný prijímateľovi bez jeho upovedomenia,

rádioaktívna látka je každá látka, ktorá obsahuje jeden alebo viac rádionuklidov, ktorých aktivita, alebo hmotnostná aktivita alebo objemová aktivita nie je z hľadiska radiačnej ochrany zanedbateľná,

rádioaktívna kontaminácia je kontaminácia ľubovoľného materiálu, povrchu alebo prostredia alebo jednotlivca rádioaktívnymi látkami; ak ide o ľudské telo, rádioaktívna kontaminácia je vonkajšia kontaminácia kože a vnútorná kontaminácia bez ohľadu na spôsob príjmu rádionuklidov,

kontrolované pásmo sú priestory pracoviska s kontrolovaným vstupom, na ktorom sa vykonávajú činnosti vedúce k ožiareniu, podliehajúce osobitným požiadavkám s cieľom zabezpečiť radiačnú ochranu a zamedziť šíreniu rádioaktívnej kontaminácie,

inštitucionálny rádioaktívny odpad je rádioaktívny odpad vznikajúci pri činnostiach vedúcich k ožiareniu so zdrojmi ionizujúceho žiarenia s výnimkou vyhorelého jadrového paliva a rádioaktívnych odpadov z jadrových zariadení; inštitucionálnym rádioaktívnym odpadom sú aj nepoužívané žiariče,

pracovník je zamestnanec alebo osoba samostatne zárobkovo činná, vystavená pri vykonávaní pracovnej činnosti ožiareniu, ktoré môže prekročiť niektorý z limitov ožiarovania ustanovených pre obyvateľov,

externý dodávateľ služieb je fyzická osoba-podnikateľ alebo právnická osoba, ktorá na základe zmluvy s držiteľom povolenia na činnosť vedúcu k ožiareniu vykonáva činnosť vedúcu k ožiareniu v kontrolovanom pásme zriadenom držiteľom povolenia,

externý pracovník je pracovník kategórie A podľa osobitného predpisu*, ktorý vykonáva činnosť v kontrolovanom pásme, pričom nie je zamestnancom držiteľa povolenia na činnosť vedúcu k ožiareniu.

rádionuklid je druh atómov, ktoré majú rovnaký počet protónov, rovnaký počet neutrónov, rovnaký energetický stav a ktoré podliehajú samovoľnej premene v zložení alebo v stave atómových jadier.

**osobitným predpisom sa aktuálne rozumie NV SR 345/2006 Z.z.*

1.5 Základné princípy radiačnej ochrany

Ochrana ľudského organizmu pred účinkami ionizujúceho žiarenia znamená predovšetkým ochranu pred vonkajším ožiarением, pôvodcom ktorého sú rádionuklidy a zdroje žiarenia, nachádzajúce sa v našom okolí, ako aj ochrana pred ožiarением vnútorným, ktoré spôsobujú rádionuklidy, ktoré vnikli do organizmu (cez kožu, dýchacím ústrojenstvom, alebo zažívacím traktom). Ľudská činnosť, ktorá môže zvýšiť ožiarenie osôb z existujúcich zdrojov ionizujúceho žiarenia, okrem procesu ožiarenia v prípade radiačnej nehody alebo radiačnej havárie sa označuje pojmom činnosť vedúca k ožiarению. Činnosť vedúca k ožiarению môže pracovníka so zdrojmi ionizujúceho žiarenia vystaviť do tzv. **plánovaných expozičných situácií**, teda takých, ktoré zahŕňajú odber a používanie zdrojov žiarenia. Ak sa vyskytnú náhodné neočakávané situácie alebo nepriaznivé zásahy, ktoré vyžadujú bezodkladnú pozornosť, hovoríme o **nehodových expozičných situáciách**. **Existujúce expozičné situácie** sú také, ktoré už existujú, keď sa rozhoduje o ich regulácii, ako sú napríklad situácie spôsobené prírodným radiačným pozadím.

Základné princípy radiačnej ochrany sú tri: odôvodnenie ožiarenia, optimalizácia ochrany a limitovanie dávok. Princípy odôvodnenia a optimalizácie sa uplatňujú vo všetkých troch expozičných situáciách, zatiaľ čo princíp limitovania sa uplatňuje iba u dávok, ktoré sa očakávajú v dôsledku plánovaných expozičných situácií.

1. princíp: Odôvodnenie činnosti vedúcej k ožiarению

Činnosť vedúca k ožiarению možno vykonávať, len ak je odôvodnená; za odôvodnenú sa považuje taká činnosť vedúca k ožiarению, pri ktorej zdravotná ujma, ktorú môže táto činnosť spôsobiť, je vyvážená predpokladaným prínosom pre osobu alebo pre spoločnosť. Akékoľvek rozhodnutie, ktoré mení radiačnú expozičnú situáciu, by malo spôsobiť viac úžitku než škody. Všetky nové druhy činností vedúcich k ožiarению sa musia pred svojím prvým zavedením do praxe alebo prvým povolením odôvodniť. Odôvodnenia existujúcich druhov činností vedúcich k ožiarению sa musia prehodnotiť, keď sa získajú nové a významné poznatky o ich pôsobení alebo následkoch.

2. princíp: Optimalizácia radiačnej ochrany

Tento princíp je pre moderný prístup k radiačnej ochrane kľúčový a spočíva v tom, že pravdepodobnosť ožiarenia, počet ožiarенých osôb a veľkosť ich osobných dávok majú byť udržiavané tak nízko, ako je možné rozumne dosiahnuteľné pri zvážení ekonomických a spoločenských hľadísk (ALARA).

Princíp optimalizácie sa odporúča aplikovať vo všetkých expozičných situáciách obmedzením dávok a rizík: pre plánované expozičné situácie dávkovými a rizikovými optimalizačnými medzami, pre nehodové a existujúce expozičné situácie referenčnými úrovňami.

Optimalizácia radiačnej ochrany sa vykonáva kvalitatívnymi a kvantitatívnymi metódami. Pri optimalizácii radiačnej ochrany sa zvažujú len alternatívy, ktoré nevedú k ožiarению, ktoré by prevyšovalo limity ožiarenia alebo dávkové optimalizačné medze (dose constraint). Požiadavky, postupy a smerné hodnoty na preukázanie optimalizácie radiačnej ochrany sú uvedené v prílohe č. 4 nariadenia vlády 345/2006 Z.z.

3. princíp: Limitovanie ožiarenia

Ožiarenie osôb zo všetkých kontrolovaných zdrojov v plánovaných expozičných situáciách nesmie prekročiť limity ožiarenia.

Rozlišujeme tri kategórie expozície:

1. profesionálna expozícia, ožiarenie pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia
2. expozícia obyvateľov,
3. lekárska expozícia, medicínske ožiarenie pacientov.

Limity ožiarenia sa členia na:

- a) limity pre obyvateľov,
- b) limity pre pracovníkov,
- c) limity pre praktikantov a študentov.

Limity ožiarenia sa nevzťahujú na

- a) lekárske ožiarenie osôb, ktorým sa poskytuje zdravotná starostlivosť,
- b) ožiarenie osôb, ktoré sa okrem svojich pracovných povinností vyplývajúcich z výkonu povolania alebo z pracovného pomeru dobrovoľne starajú o pacientov vystavených lekárskeho ožiareniu, alebo týchto pacientov navštevujú, alebo žijú s nimi v spoločnej domácnosti, keď boli po aplikácii rádionuklidov prepustení zo zdravotníckeho zariadenia,
- c) dobrovoľníkov zúčastňujúcich sa lekárskeho a biomedicínskych výskumných programov.

Veličinou zavedenou na hodnotenie radiačnej ochrany je **efektívna dávka**. Hlavné použitie je na plánovanie a optimalizáciu radiačnej ochrany a dôkaz neprekročenia dávkových limitov pre potreby dozorných orgánov.

Primárnym limitom v radiačnej ochrane pre stochastické následky ožiarenia je limit efektívnej dávky. Limity efektívnej dávky sa vzťahujú na celkovú efektívnu dávku v danom kalendárnom roku E , ktorá sa počíta ako súčet **efektívnej dávky z vonkajšieho ožiarenia** a vnútorného ožiarenia vyjadreného vo forme **úväzku efektívnej dávky** z jednotlivých príjmov rádioaktívnej látky inhaláciou a ingesciou v kalendárnom roku zo všetkých zdrojov ionizujúceho žiarenia, ktorým sú vystavené osoby pracujúce so zdrojmi žiarenia alebo jednotlivci z obyvateľstva.

$$E = E_{\text{external}} + E_{\text{ing}} + E_{\text{inh}} \quad 1.1$$

Hodnota efektívnej dávky z vonkajšieho ožiarenia sa u pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia získava z údajov osobnej dozimetrie. Úväzok efektívnej dávky $E(\tau)$ je daný vzťahom:

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau) = \sum_T w_T \cdot \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad 1.2$$

Je to časový integrál efektívnej dávky za čas τ od príjmu rádionuklidu. Pri výpočte úväzku efektívnej dávky sa u osôb starších ako 18 rokov veku počíta s obdobím 50 rokov a u osôb mladších ako 18 rokov veku s obdobím 70 rokov od príjmu rádionuklidov, ak nie je uvedené inak. Jednotkou úväzku efektívnej dávky je sievert. Úväzok dávky je priradený do roku, kedy nastala vnútorná kontaminácia (E_{ing} , E_{inh}) aj keď ožiarenie sa počíta a reálne môže trvať dlhšie obdobie. Príjem rádionuklidu do organizmu sa bežne počíta pre príjem potravou alebo dýchaním. Iné cesty sú zanedbateľné a uvažujú sa len v mimoriadnych prípadoch (napríklad cez otvorené rany). Obvykle vieme vyjadriť prijaté množstvo vo forme aktivity.

Úväzok efektívnej dávky sa potom vypočíta z príjmu pomocou konverzných faktorov nasledovne:

$$E_{ing} = \sum_j h(g)_{j,ing} \cdot I_{j,ing} \quad \text{resp.} \quad E_{inh} = \sum_j h(g)_{j,inh} \cdot I_{j,inh} \quad 1.3$$

- $h(g)_{j,ing}$ je konverzný faktor na výpočet úväzku efektívnej dávky z príjmu rádionuklidu j (Sv/Bq) potravou (ingescia) pre rôzne vekové skupiny g , (tiež koeficient dávkového úväzku, v angličtine dose factor)
- $h(g)_{j,inh}$ je konverzný faktor na výpočet úväzku efektívnej dávky z príjmu rádionuklidu j (Sv/Bq) dýchaním (inhalácia) pre rôzne vekové skupiny g .
- $I_{j,ing}$ je príjem rádionuklidov potravou (Bq)
- $I_{j,inh}$ je príjem rádionuklidov dýchaním

Hodnoty konverzných faktorov pre jednotlivé rádionuklidy sú uvedené v platnej legislatíve (aktuálne NV 345/2006 Z.z. **Chyba! Nenašiel sa žiaden zdroj odkazov.**).

Limity ožiarenia pracovníkov sú:

- a) efektívna dávka 100 mSv počas piatich za sebou nasledujúcich kalendárnych rokov, pričom efektívna dávka v žiadnom kalendárnom roku nesmie prekročiť 50 mSv,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 150 mSv v kalendárnom roku,
- c) ekvivalentná dávka v koži 500 mSv v kalendárnom roku, ktorá sa určuje ako priemerná dávka na ploche jedného cm^2 najviac ožiarenej kože bez ohľadu na veľkosť ožiarenej plochy kože,
- d) ekvivalentná dávka v horných končatinách od prstov až po predlaktie a v nohách od chodidiel až po členky 500 mSv v kalendárnom roku.

Pracovať so zdrojmi ionizujúceho žiarenia a nakladať s inštitucionálnymi rádioaktívnymi odpadmi môžu odborne spôsobilé osoby, ktoré dosiahli 18 rokov veku.

Osoby vo veku od 16 rokov do 18 rokov môžu vykonávať činnosti vedúce k ožiareniu len z dôvodu prípravy na povolanie.

Činnosti vedúce k ožiareniu, pri ktorých efektívna dávka môže byť vyššia ako 1 mSv ročne alebo ekvivalentná dávka môže byť vyššia ako jedna desatina limitu ožiarenia očnej šošovky, kože a končatín, môžu vykonávať len pracovníci kategórie B. Činnosti vedúce k ožiareniu, pri ktorých efektívna dávka môže byť vyššia ako 6 mSv ročne, alebo ekvivalentná dávka môže byť vyššia ako tri desatiny limitu ožiarenia očnej šošovky, kože a končatín, môžu vykonávať len pracovníci kategórie A.

Limity ožiarenia tehotných žien a dojčiacich matiek

Limit ožiarenia tehotných žien pracujúcich na pracovisku so zdrojmi ionizujúceho žiarenia sa ustanovuje tak, aby od času, keď tehotná žena oznámi tehotenstvo prevádzkovateľovi, až do konca tehotenstva súčet efektívnych dávok z vonkajšieho ožiarenia a úväzkov efektívnych dávok z vnútorného ožiarenia plodu neprekročil 1 mSv. Keď žena oznámi tehotenstvo prevádzkovateľovi, ožiarenie plodu sa bezodkladne obmedzí úpravou podmienok práce tak, aby bolo nepravdepodobné, že súčet efektívnych dávok z vonkajšieho ožiarenia a úväzkov dávok z vnútorného ožiarenia plodu aspoň po zostávajúci čas tehotenstva prekročí 1 mSv.

Práca tehotnej ženy na pracovisku so zdrojmi ionizujúceho žiarenia sa považuje za prácu spojenú so špecifickým rizikom. Vykonávať prácu v kontrolovanom pásme pracoviska so zdrojmi ionizujúceho žiarenia a prácu, pri vykonávaní ktorej je pravdepodobné, že súčet efektívnych dávok z vonkajšieho ožiarenia a úväzkov dávok z vnútorného ožiarenia plodu po celý čas tehotenstva prekročí 1 mSv, je tehotným ženám zakázaná.

Ak žena, ktorá pracuje v kontrolovanom pásme pracoviska s otvorenými rádioaktívnymi žiaričmi, oznámi prevádzkovateľovi, že dojčí dieťa, prevádzkovateľ ju bezodkladne vyradí z práce v kontrolovanom pásme a úpravou podmienok práce dojčiacej ženy obmedzí ožiarenie dojčaťa príjmom rádionuklidov z kontaminovaného materského mlieka.

Limity ožiarenia praktikanov a študentov sú od kalendárneho roku, v ktorom tieto osoby dovŕšia 16. rok veku, do konca kalendárneho roku, v ktorom dovŕšia 18. rok veku:

- a) efektívna dávka 6 mSv v kalendárnom roku,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 50 mSv v kalendárnom roku,
- c) ekvivalentná dávka v koži 150 mSv v kalendárnom roku, ktorá sa určuje ako priemerná dávka na ploche 1 cm² najviac ožiarenej kože bez ohľadu na veľkosť
- a) ožiarenej plochy kože,
- d) ekvivalentná dávka v rukách od prstov až po predlaktie a v nohách od chodidiel až po členky 150 mSv v kalendárnom roku.

Mladší praktikanti a študenti majú limit ako u obyvateľstva, starší ako pracovníci so zdrojmi žiarenia.

Limity ožiarenia obyvateľov sú:

- a) efektívna dávka 1 mSv v kalendárnom roku,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 15 mSv v kalendárnom roku,
- c) ekvivalentná dávka v koži 50 mSv v kalendárnom roku, ktorá sa určuje ako priemerná dávka na ploche 1 cm² najviac ožiarenej kože bez ohľadu na veľkosť ožiarenej plochy kože.

Výnimočné ožiarenie môže podstúpiť len pracovník kategórie A dobrovoľne a po predchádzajúcom preukázateľnom poučení o rizikách spojených s výnimočným ožiarением. K návrhu na výnimočné ožiarenie pri vykonávaní činnosti vedúcej k ožiarению vydáva úrad rozhodnutie, v ktorom povolí prekročenie limitov ožiarenia konkrétnych pracovníkov („autorizované limity“), ktoré nesmú prekročiť dvojnásobok limitov ožiarenia pracovníkov. Výnimočné ožiarenie nie je prípustné u tehotných a dojčiacich žien.

1.6 Zabezpečenie radiačnej ochrany na pracovisku

Radiačná ochrana pracovníkov pri vykonávaní činnosti vedúcej k ožiarению sa zabezpečuje najmä:

- a) odôvodnením činnosti a optimalizáciou radiačnej ochrany v rámci pracovných podmienok vrátane vopred vykonaného ohodnotenia charakteru a rozsahu možného ohrozenia zdravia pracovníkov, rizík spojených s pripravovanou činnosťou a pravidelným prehodnocovaním podľa skúseností z prevádzky,
- b) vymedzovaním sledovaných pásem a kontrolovaných pásem na pracovisku so zreteľom na odhad očakávaného ožiarenia pri bežnej prevádzke a pravdepodobnosť a rozsah potenciálneho ožiarenia,
- c) kategorizáciou pracovníkov,
- d) zabezpečením sústavného dozoru nad radiačnou ochranou, regulačných a kontrolných opatrení, vybavením pracoviska prístrojmi, zariadeniami a pomôckami v dostatočnom množstve a v dostatočnej kvalite na zabezpečenie

meraní uvedených v monitorovacom pláne, v havarijnom pláne alebo v programe zabezpečovania kvality; vybavením pracovníkov osobnými ochrannými pracovnými prostriedkami so zodpovedajúcim tieniacim účinkom a ochrannými pomôckami,

- e) monitorovaním pracovných podmienok vo vymedzených ochranných pásmach a tam, kde je to potrebné, aj osobným monitorovaním,
- f) zdravotným dohľadom.

Pred uvedením pracoviska, na ktorom sa vykonávajú činnosti vedúce k ožiareniu, do prevádzky sa

- a) vymedzia a označia ochranné pásma:
 - 1. kontrolované pásmo,
 - 2. sledované pásmo,
 - 3. pásmo s obmedzeným prístupom,
- b) pracovisko vybaví prístrojmi, zariadeniami a pracovnými pomôckami v súlade s monitorovacím plánom, havarijným plánom a povolením na činnosť vedúcu k ožiareniu,
- c) zabezpečí vybavenie pracovníkov na pracoviskách so zdrojmi ionizujúceho žiarenia relevantnými osobnými ochrannými pracovnými prostriedkami (ďalej len „ochranný prostriedok“) s dostatočným tieniacim účinkom, najmä plášťami, zásterami, okuliarmi, rukavicami, a pracovnými pomôckami, najmä pinzetami, kliešťami, tieniacimi ochrannými obalmi a kontajnermi,
- d) zabezpečí vybavenie pracovníkov kategórie A osobnými dozimetrami,
- e) zabezpečí sústavný dozor nad dodržiavaním požiadaviek na bezpečnú prevádzku pracoviska odborným zástupcom a zamestnancom, ktorý riadi práce so zdrojmi ionizujúceho žiarenia.

Kontrolované pásmo sa vymedzuje tam, kde by efektívna dávka z ožiarenia mohla prekročiť 6 mSv alebo ekvivalentné dávky by mohli prekročiť tri desatiny príslušných limitov ožiarenia pracovníkov.

Sledované pásmo sa na pracovisku, kde sa vykonáva činnosť vedúca k ožiareniu, vymedzuje všade tam, kde sa očakáva, že efektívna dávka by mohla byť vyššia ako 1 mSv za rok alebo ekvivalentná dávka by mohla byť vyššia ako jedna desatina limitu ožiarenia očnej šošovky, kože a končatín.

Na účely monitorovania a zdravotného dohľadu sa pracovníci zaraďujú do kategórie A alebo do kategórie B. **Pracovník kategórie A** je pracovník, ktorého efektívna dávka z ožiarenia pri pracovnej činnosti môže byť väčšia ako 6 mSv za obdobie jedného kalendárneho roka alebo ekvivalentná dávka z ožiarenia pri pracovnej činnosti môže byť väčšia ako tri desatiny ustanovených limitov ožiarenia očnej šošovky, kože a končatín. **Pracovník kategórie B** je pracovník, ktorý nie je klasifikovaný ako pracovník kategórie A.

Prevádzkovateľ musí pracovníkov, praktikantov a študentov **vopred preukázateľne informovať o:**

- a) charaktere a rozsahu možného ohrozenia zdravia,
- b) rizikách spojených s ich prácou a o prípadnej zdravotnej ujme s tým spojenej,
- c) všeobecných postupoch radiačnej ochrany a opatreniach, ktoré sa musia prijať, najmä o tých, ktoré zodpovedajú prevádzkovým a pracovným

podmienkam vzťahujúcim sa na danú činnosť všeobecne a na jednotlivé pracoviská a práce, na ktoré môžu byť pridelení,

- d) dôležitosti dodržiavania zdravotných, technických a administratívnych požiadaviek radiačnej ochrany,
- e) význame a nutnosti včasného oznámenia tehotenstva z dôvodu rizík ožiarenia plodu a rizika rádioaktívnej kontaminácie dojčťa v prípade vnútornej kontaminácie rádionuklidmi.

Cieľom informovania je získanie základných znalostí radiačnej ochrany nevyhnutných na výkon práce na pracovisku. Rozsah informácií závisí od charakteru vykonávanej činnosti.

Prevádzkovateľ je povinný najmenej **raz ročne zabezpečiť školenie** pracovníkov, praktikantov a študentov tak, aby boli dostatočne oboznámení nielen so všeobecnými pravidlami a postupmi v radiačnej ochrane, ale najmä s opatreniami týkajúcimi sa radiačnej ochrany pri práci s konkrétnymi zdrojmi ionizujúceho žiarenia na pracovisku pri bežnej prevádzke a za predvídateľných odchýlok od tejto prevádzky alebo pri vzniku mimoriadnej radiačnej situácie. O realizácii školení a preverení vedomostí pracovníkov, praktikantov a študentov je prevádzkovateľ povinný viesť písomné záznamy. Rozsah školení závisí od charakteru vykonávanej činnosti.

Zdravotný dohľad nad pracovníkmi je založený na zásadách, ktorými sa všeobecne riadi ochrana zdravia pri práci. Zdravotný dohľad vykonáva v rámci preventívnej zdravotnej starostlivosti o pracovníkov. Pracovníci kategórie A musia byť pod zdravotným dohľadom. Zdravotný dohľad môže príslušný regionálny úrad v odôvodnených prípadoch nariadiť aj pracovníkom kategórie B.

Zdravotný dohľad zahŕňa tieto lekárske preventívne prehliadky:

- a) vstupnú, vykonanú vždy pred zaradením pracovníka do kategórie A; jej cieľom je posúdiť zdravotnú spôsobilosť zastávať predpokladané pracovné miesto ako pracovník kategórie A,
- b) periodickú, vykonávanú u pracovníkov kategórie A najmenej jedenkrát ročne; jej cieľom je overiť, či je pracovník z hľadiska zdravotnej spôsobilosti i naďalej schopný plniť svoje povinnosti pri vykonávaní činností vedúcich k ožiareniu,
- c) mimoriadnu, vykonávanú v prípadoch, ak existuje odôvodnené podozrenie, že došlo ku zmene zdravotného stavu pracovníka kategórie A, alebo došlo ku prekročeniu niektorého z limitov ožiarenia pracovníkov a treba posúdiť podmienky na ďalšie vystavenie vplyvom žiarenia pri práci. Prehliadku taktiež môže nariadiť príslušný regionálny úrad.
- d) výstupnú.

2. Dozimetrická terminológia, veličiny a jednotky

Dozimetria je súbor znalostí, týkajúcich sa merania ionizujúceho žiarenia pre účely kvantifikácie určitých radiačných účinkov. Dozimetria sa obvykle týka odhadu absorbovanej dávky, alebo príbuzných veličín (expozície, kermy), majúcich pôvod v interakcii žiarenia s látkou. Radiačne dozimetrické funkcie odozvy sa obvykle vyjadrujú vzťahmi medzi dávkou a účinkom, ktoré majú poskytnúť strednú hodnotu odhadu hornej a dolnej hranice týchto dozimetrických účinkov. Dozimetria je preto základnou požiadavkou vo všetkých radiačných aplikáciách, najmä v radiačnej terapii a radiačnej ochrane.

Koncepcia, veličiny a jednotky dozimetrie definovala Medzinárodná komisia pre radiačné jednotky a ich meranie (International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU 1980). Príslušné veličiny možno zoskupiť nasledovne: (terminológia podľa STN ISO 31-10):

Názov	Označenie	Jednotka SI
Počet častíc	N	1
Žiarivá energia	R	J
Odovzdaná energia (časticou)	ε	J
Tok (častíc)	$\dot{N}$	s ⁻¹
Tok energie	$\dot{R}$	W
Fluencia (častíc)	Φ	m ⁻²
Fluencia energie častíc	Ψ	J.m ⁻²
Príkon fluencie častíc	φ	m ⁻² .s ⁻¹
Príkon fluencie energie častíc	ψ	W.m ⁻²

2.1 Charakteristiky rádioaktívnej premeny. Konštanta premeny

Rádioaktívna premena je náhodný proces. Za určitý časový interval dt sa premení časť jadier dN z celkového počtu rádioaktívnych jadier N .

Úbytok jadier dN následkom rádioaktívnej premeny bude úmerný celkovému počtu rádioaktívnych ešte nerozpadnutých jadier N a dĺžke časového intervalu dt

$$-dN = \lambda \cdot N \cdot dt \quad (2.1)$$

kde λ je konštanta úmernosti.

Integrovaním výrazu (2.1) v časovom intervale $0-t$ za predpokladu, že v čase $t = 0$, $N = N_0$, dostaneme **zákon rádioaktívnej premeny**:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (2.2)$$

kde N_0 je počet rádioaktívnych jadier v čase $t = 0$,

$N(t)$ - stredný počet ešte nerozpadnutých jadier v čase t ,

λ - konštanta premeny (rozpadová konštanta).

Vidíme, že rádioaktívna premena je náhodný proces, ktorý sa riadi exponenciálnym rozdelením.

Konštanta premeny λ charakterizuje časovú nestálosť rádioaktívneho nuklidu, je to vlastne intenzita premeny. Jednotkou konštanty premeny je s^{-1} . Pre daný rádionuklid v danom energetickom stave ju definujeme ako podiel pravdepodobnosti dP , že jadro tohto rádionuklidu podľahne za malý časový interval dt rádioaktívnej premene a tohto časového intervalu.

Konštanta premeny je konštantou pre daný rádionuklid.

Okrem konštanty premeny λ rýchlosť rozpadu charakterizuje **doba polpremeny $T_{1/2}$** , čo je stredný časový interval, za ktorý sa samovoľne premení polovica rádionuklidu.

Ak dosadíme do vzťahu (2.2) $N = \frac{N_0}{2}, t = T_{1/2}$, dostaneme vzťah medzi konštantou premeny λ a dobou polpremeny $T_{1/2}$:

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \quad (2.3)$$

Prevrátenú hodnotu konštanty premeny $\tau = \frac{1}{\lambda}$ nazývame strednou dobou života rádioaktívnych jadier. **Stredná doba života** je priemerný čas, za ktorý rádioaktívne jadrá daného rádionuklidu podľahnú premene. Za tento čas klesne celkový počet rádioaktívnych jadier e krát, čo vyplýva zo zákona rozpadu.

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda\tau} = N_0 \cdot e^{-1} = \frac{N_0}{e} \cong 0,368 N_0 \quad (2.4)$$

kde **$e = 2,718...$** je základ prirodzených logaritmov.

S polčasom premeny súvisí **stredná doba života** podľa vzťahu:

$$\tau = \frac{T_{1/2}}{\ln(2)} \cong 1,44 \cdot T_{1/2} \quad (2.5)$$

2.2 Aktivita

Veličinou, ktorá vyjadruje množstvo rádioaktívnej látky je aktivita. **Aktivita** vyjadruje podiel strednej hodnoty počtu spontánnych jadrových premien z daného energetického stavu dN vyskytujúcich sa v množstve rádionuklidu za malý časový interval dt a tohto časového intervalu. (Definícia STN ISO 31-10)

$$A = \frac{dN}{dt} \quad (2.6)$$

Aktivita je úmerná aj počtu rádioaktívnych jadier podľa vzťahu: $A = \lambda N$.

S aktivitou súvisia ďalšie veličiny, uvedené v tabuľke 2.1.

Tab. 2.1 Veličiny odvodené od aktivity

Veličina			Jednotka		
Názov	Značka	Definícia	Názov	Značka	Rozmer
molárna aktivita	a_n	$a_n = \frac{A}{n}$	becquerel na mol	Bq mol ⁻¹	s ⁻¹ mol ⁻¹
hmotnostná aktivita	a_m	$a_m = \frac{A}{m}$	becquerel na kilogram	Bq kg ⁻¹	kg ⁻¹ s ⁻¹
objemová aktivita	a_V	$a_V = \frac{A}{V}$	becquerel na meter kubický	Bq m ⁻³	m ⁻³ s ⁻¹
plošná aktivita	a_S	$a_S = \frac{A}{S}$	becquerel na meter štvorcový	Bq m ⁻²	m ⁻² s ⁻¹
dĺžková aktivita	a_l	$a_l = \frac{A}{l}$	becquerel na meter	Bq m ⁻¹	m ⁻¹ s ⁻¹
rýchlosť emisie (emanácia) aktivity	$\dot{A}$	$\dot{A} = \frac{A}{t}$	becquerel za sekundu	Bq·s ⁻¹	s ⁻²

n - látkové množstvo rádioaktívnej látky o aktivite A

m - hmotnosť rádioaktívnej látky o aktivite A

V - objem rádioaktívnej látky o aktivite A

S - plocha na ktorej je aktivita A rozložená

l - dĺžka na ktorej je aktivita A rozložená

t - časový interval, za ktorý sa rovnomerne uvoľňuje aktivita A

Keďže λ je pre daný druh jadier konštanta, aktivita bude závisieť iba od počtu rádioaktívnych jadier. Preto aktivita A bude klesať exponenciálne, tak ako sa mení počet jadier

$$A = A_0 e^{-\lambda t} \quad (2.7)$$

kde A_0 je začiatková aktivita, t.j. aktivita v čase $t = 0$.

Hlavnou jednotkou aktivity A je s⁻¹. Hlavná jednotka aktivity má podľa SI názov becquerel (Bq).

Medzi staré, dnes už nepoužívané jednotky aktivity patria aj 1 curie = 1 Ci = 3,7·10¹⁰ Bq (presne), 1 rutherford = 1 Rd = 10⁶ Bq = 1 MBq, 1 eman = 3,7 Bq/l vody alebo vzduchu a 1 mache = 3,64 eman = 13,47 Bq/l vzduchu.

Pre kvalitatívnu charakteristiku obsahu ⁹⁰Sr v rôznych objektoch sa používa tzv. stronciová jednotka. Stroncium je chemickým analógom vápnika. Preto sa niekedy používa veličina, charakterizujúca pomer stroncia k vápniku v sledovanom objekte (pôde, rastlinách, potrave, kostiach a pod.). Jedna stronciová jednotka (1 Srj) zodpovedá koncentrácii 37 mBq ⁹⁰Sr na 1 g Ca. Podobne pre cézium v pomere k draslíku: 1 Cs_j = 37 mBq ¹³⁷Cs na 1 g K.

Tabuľka č. 2.2 Typická merná aktivita niektorých bežných materiálov.

Materiál	Merná aktivita		Poznámky
	Bq·g ⁻¹	Ci·g ⁻¹	
Povrchová (pitná) voda	0,0004 až 0,04	10 ⁻¹⁴ až 10 ⁻¹²	Hlavne ²²² Rn + dcérske produkty
Morská voda	0,01	3·10 ⁻¹³	Hlavne ⁴⁰ K
Ľudské telo	0,1	3·10 ⁻¹²	Hlavne ⁴⁰ K a ¹⁴ C
Konštrukčné materiály	0,001 až 0,4	3·10 ⁻¹⁴ až	Hlavne ⁴⁰ K (+ U + Th ...)
detektorov		3·10 ⁻¹¹	
Potrava (rastliny a živočíchy)	0,1 až 1	3·10 ⁻¹² až	Sušina
		30·10 ⁻¹²	
Uhlíkaté minerály	0,1	3·10 ⁻¹²	⁴⁰ K/ ⁸⁷ Rb/U+Th ≈ 10/1/1
Vzduch (v budovách × 0,7)	0,1	3·10 ⁻¹²	Hlavne ²²² Rn + ²²⁰ Rn
Pôda (stredná hodnota)	0,5	1,5·10 ⁻¹¹	K/Rb/Th/U ≈ 10/3/1/1
Žula (vyvreliny)	1,5	5·10 ⁻¹¹	K/Rb/Th/U ≈ 10/1,5/1/1
Liečivé pramene	0,15 až 150	5·10 ⁻¹² až	Hlavne ²²⁶ Ra + ²²⁰ Rn + ²²² Rn
		5·10 ⁻⁹	
Fosforečné hnojivo	40	10 ⁻⁹	Hlavne ⁴⁰ K
Nízkoaktívne odpady	< 400	< 10 ⁻⁸	Podľa definície IAEA (1970)
²³⁸ U (T _{1/2} = 4,5·10 ⁹ rokov)	1,2·10 ⁴	3,3·10 ⁻⁷	Merná aktivita
Stredneaktívne odpady	400 až 4·10 ⁸	10 ⁻⁸ až 10 ⁻²	Podľa definície IAEA (1970)
⁴⁰ K (T _{1/2} = 1,3·10 ⁹ rokov)	2,6·10 ⁵	7·10 ⁻⁶	Merná aktivita (aktivita γ × 0,1)
Vysokoaktívne odpady	> 4·10 ⁸	> 10 ⁻²	Solidifikované, potrebné chladenie
²³⁹ Pu (T _{1/2} ≈ 24 000 rokov)	2,2·10 ⁹	0,06	Merná aktivita
⁶⁰ Co (T _{1/2} = 5,26 roka)	4,2·10 ¹³	10 ³	Merná aktivita
Vyhorený palivový článok	4·10 ¹⁴	10 ⁴	Štiepne produkty + aktinidy;
ľahkovodného reaktora (0)			t = 0
Vyhorený palivový článok	4·10 ¹²	100	Štiepne produkty + aktinidy;
ľahkovodného reaktora (150)			150 dní chladenia
²⁴ Na (T _{1/2} = 15 hodín)	3·10 ¹⁷	9·10 ⁶	Merná aktivita
Číselné údaje z publikácií Castrén et al. (1985), Sauter (1983), NCRP (1975, 1976b), Jaeger a Hübner (1974), ICRU (1972) a i.			

2.3 Absorbovaná dávka

Ionizujúce žiarenie pri prechode cez hmotné prostredie stráca prostredníctvom interakcií svoju energiu. Výsledkom sú zmeny stavby a štruktúry, ktoré závisia od energie absorbovanej (odovzdanej) látkou v danom mieste. Energetické straty žiarenia v danom mieste nemusia byť v tomto mieste materiálom aj absorbované. Rozdiel môže byť vyžiarený napríklad vo forme brzdného žiarenia vzniknutých elektrónov mimo uvažovaný objem. Množstvo látkou absorbovanej energie vyjadruje veličina absorbovaná dávka.

Absorbovaná dávka [Gy = J·kg⁻¹] v danom bode pre každé IŽ je podiel strednej odovzdanej energie $d\bar{\varepsilon}$ látke v objemovom elemente dV a jeho hmotnosti dm .

$$D = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dm} \quad (2.8)$$

Hlavnou jednotkou dávky je 1 joule na 1 kilogram = 1 J·kg⁻¹ = 1 m²·s⁻². Jej názov je **gray (Gy)**: 1 Gy = 1 J·kg⁻¹. V minulosti bol jednotkou dávky 1 rad (skratka z anglického "radiation absorbed dose"). Vzťah medzi nimi je 1 rad = 10⁻² Gy.

Odovzdaná energia ε má jednotku SI joule - J a je definovaná vzťahom:

$$\varepsilon = R_{in} - R_{out} + \sum Q_{en} \quad (2.8b)$$

kde R_{in} je súčet energií (bez pokojovej energie) všetkých tých nabitých (priamo ionizujúcich) a nenabitých (nepriamo ionizujúcich) častíc, ktoré vstupujú do daného objemu, R_{out} je súčet energií (bez pokojovej energie) všetkých tých nabitých a nenabitých ionizujúcich častíc, ktoré z daného objemu vystupujú a $\sum Q_{en}$ je súčet všetkých zmien (s kladným znamienkom pri zvýšení a záporným pri znížení) ekvivalentu energie pokojovej hmotnosti jadier a elementárnych častíc pri každej jadrovej transformácii, nastávajúcej v danom objeme.

Dávka popisuje odovzdávanie energie za určitý časový úsek. Pojem dávka používame v súvislosti s ľubovoľným druhom žiarenia a s ľubovoľným absorbátorom (ožarovaným objektom). Dávka závisí od ožarovaného materiálu, preto sa pre presnosť uvádza aj látka, ku ktorej sa vzťahuje, napr. D_{vzd} - vzduch, D_{tk} - tkanivo...

Keďže biologické účinky žiarenia v značnej miere závisia od energie absorbovanej ľudským organizmom, absorbovaná dávka je určitou mierou na posudzovanie stupňa radiačného poškodenia organizmu. Používanie tejto jednotky je výhodné, pretože množstvo absorbovanej energie je ľahko merateľné napr. kalorimetrickými metódami. Treba si však uvedomiť, že biologické účinky žiarenia sú rozličné pre rôzne druhy žiarenia napriek tomu, že organizmus absorboval to isté množstvo energie. Pri posudzovaní biologických účinkov žiarenia je teda potrebné poznať nielen množstvo odovzdanej (absorbovanej) energie, ale aj spôsob jej odovzdávania a druh žiarenia, ktorým táto energia bola odovzdaná.

Dávka teda charakterizuje iba energetické účinky žiarenia. Pri posudzovaní biologických účinkov rôznych druhov žiarenia ju používame iba orientačne.

Okamžitú situáciu popisuje dávkový príkon. **Príkon absorbovanej dávky** (dávkový príkon) vyjadruje prírastok dávky dD v časovom intervale dt delený časovým intervalom dt .

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} \quad (2.9)$$

Hlavnou jednotkou dávkového príkonu je 1 joule za sekundu na 1 kilogram = 1 Watt na 1 kilogram = $1 \text{ J} \cdot \text{s}^{-1} \cdot \text{kg}^{-1}$, teda **Gy**·s⁻¹. Jej rozmer je m² s⁻³.

Absorbovaná dávka (v určitom bode a prostredí) je najzaujímavejšia dozimetrická veličina pre väčšinu užívateľov ionizujúceho žiarenia. V praxi je však dlho zavedené meranie pomocou ionizačných komôr inej, ľahšie dostupnej veličiny, menovite expozície a z nej sa použitím určitých konverzných a korekčných faktorov odvodzuje absorbovaná dávka v prostredí a v bode, ktorý nás zaujíma.

Prenos energie fotónov na látku prebieha v dvoch krokoch. Najprv sa energia primárnych fotónov premení na kinetickú energiu sekundárnych elektrónov prípadne na pokojovú a kinetickú energiu elektrón - pozitronových párov. Následne sa táto energia odovzdáva v okolí miesta interakcie, čo sa prejavuje ionizáciou a excitáciou atómov. Časť energie sa môže odniesť na značné vzdialenosti prostredníctvom rozptýlených comptonovských fotónov, charakteristického žiarenia X, brzdného žiarenia sekundárnych elektrónov alebo anihilačných fotónov.

Z hľadiska prenosu energie od nepriamo ionizujúcich častíc na nabité sekundárne častice sa preto používa **koeficient prenosu energie** μ_{tr} [m^{-1}]

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{K}{\Psi} \quad \text{alebo} \quad \frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{\dot{K}}{\dot{\Psi}} = \frac{\dot{K}}{\dot{\psi}} \quad (2.10)$$

Ψ je fluencia energie a vyjadruje vlastne sumárnu energiu postupujúcu žiarením do látky s hmotnosťou dm , pričom vznikajú nabité častice so sumárnou kinetickou energiou dE_K , ktorá charakterizuje kermu K . Pre monoenergetické žiarenie platí:

$$\Psi = \Phi \cdot E \quad (2.11)$$

Časť odovzdanej energie sa odnesie mimo uvažovaného objemu. To zohľadňuje **koeficient absorpcie energie** $\mu_E = \mu_{tr} (1-G)$ [m^{-1}], kde G je časť energie nabitých častíc, stratená ako brzdné žiarenie. Analogicky ku vzťahu (2.10) platí:

$$\frac{\mu_E}{\rho} = \frac{D}{\Psi} \quad (2.12)$$

2.4 Kerma. Expozícia.

Dávka sa vzťahuje k odovzdávaniu energie látke v danom mieste, teda z vytvorených nabitých častíc na častice látky. Ak sú primárne častice nenabité, prvým krokom je interakcia s látkou, vytvorenie nabitých častíc a odovzdanie energie nabitým časticiam. Tento krok popisuje **kerma** (Kinetic Energy Released in Matter). Vzťahuje sa teda len na nenabité častice a pre danú látku

Kerma K je podiel strednej hodnoty súčtu počiatočných kinetických energií dE_K všetkých nabitých častíc, uvoľnených nepriamo ionizujúcimi časticami v danom objeme príslušnej látky, a hmotnosti dm látky obsiahnutej v tomto objeme.

$$K = \frac{dE_K}{dm} \quad (2.13a)$$

dE_K je sumárna počiatočná kinetická energia všetkých nabitých častíc v uvažovanom objeme dV uvoľnených nenabitými časticami žiarenia.

Hlavnou jednotkou kermy je 1 joule na 1 kilogram = 1 J.kg⁻¹. Jednotka sa nazýva gray Gy.

Konštanta vzdušného kermového príkonu

Označenie: Γ_δ , Jednotka SI: m².J.kg⁻¹.

Odvođená jednotka SI so zvláštnym názvom: m².Gy, Bq⁻¹.s⁻¹

$$\Gamma_\delta = \dot{K}_\delta / A \quad 2.13b$$

kde $\dot{K}_\delta$ je príkon vzdušnej kermy určitého rádionuklidu, emitujúceho fotóny s energiou väčšou ako δ , vo vzdialenosti l od bodového zdroja tohto nuklidu s aktivitou A . Predpokladá sa, že zoslabenie v zdroji a pozdĺž dráhy l je

zanedbateľné. Je to dôležitá veličina, pretože viaže dozimetriu s rádioaktivitou. Táto veličina nahrádza konštantu expozičného príkonu, alebo mernú konštantu žiarenia gama (ICRU 1980), doporučované predtým (ICRU 1962, 1971), ktorá je uvedená nižšie.

Kermový faktor

Označenie: k_f , jednotka SI: $\text{J} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$,

odvodená jednotka SI so zvláštnym názvom: $\text{Gy} \cdot \text{m}^2$, $\text{rad} \cdot \text{m}^2$

$$k_f = K \cdot \Phi^{-1} = E_n \cdot \mu_{tr} / \rho$$

kde K je kerma pre daný druh častíc (obvykle neutróny) a Φ je fluencia častíc; závisí aj od hmotnostného koeficientu prenosu energie μ_{tr}/ρ pre monoenergetické neutróny s energiou E (pozri R.S.Caswell et al. v publikácii Mc Laughlin 1982, str.1227).

Vzdušná kerma sa tesne viaže na expozíciu, zakladá sa však skôr na prenose energie, než na produkciu náboja. Jej jednotka je rovnaká, ako pre absorbovanú dávku. Vzdušná kerma, odhliadnuc od obvykle malých korekcií, ktoré berú do úvahy straty energie brzdným žiarením, sa rovná energetickému ekvivalentu expozície. Kým expozícia sa koncepčne viaže na fotónové žiarenie, kerma je definovaná pre všetky druhy beznábojového žiarenia.

Expozícia

Ionizačné účinky žiarenia, t.j. množstvo elektrického náboja vytvoreného žiarením v jednotkovom objeme vzduchu charakterizuje **expozícia** X . Je to podiel strednej hodnoty súčtu elektrických nábojov dQ všetkých iónov s rovnakým znamienkom, vzniknutých v nejakom množstve vzduchu (po dolete všetkých elektrónov, t.j. negatrónov a pozitronov), uvoľnených dopadajúcimi fotónmi γ v objemovom elemente vzduchu a hmotnosti dm tohto objemu vzduchu

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (2.14)$$

Ionizácia, ktorá je vyvolaná absorpciou brzdného žiarenia, vysielaného sekundárnymi elektrónmi, sa do súčtu elektrických nábojov Q nezahrňuje. S výnimkou tohto rozdielu je ožiarenie podľa uvedenej definície ionizačným ekvivalentom kerry vo vzduchu.

Hlavnou jednotkou expozície X je 1 coulomb na 1 kilogram ($\text{C} \cdot \text{kg}^{-1}$). (V minulosti sa používala jednotka röntgen $R = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1}$ alebo $1 \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1} = 3876 \text{ R}$). Ožiarenie veľkosti $1 \text{ C} \cdot \text{kg}^{-1}$ vytvorí v jednom kg vzduchu za normálnych podmienok $6,25 \cdot 10^{18}$ iónových párov, pričom sa absorbuje energia $2,125 \cdot 10^{20} \text{ eV} = 34 \text{ J}$. Jeden röntgen potom predstavuje energiu na jeden kg vzduchu resp. absorbovanú dávku vo vzduchu $34 \cdot 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} = 8,77 \cdot 10^{-3} \text{ J} \cdot \text{kg}^{-1} = 8,77 \text{ mGy}$.

Z röntgenu boli odvodené aj ďalšie jednotky (u nás sa už nepoužívajú ale v USA, Rusku...bežne). V radiačnej ochrane sa používala jednotka rem - biologický ekvivalent röntgenu (röntgen ekvivalent man), definovaná ako dávka žiarenia, ktoré v človeku vyvolá rovnaký biologický účinok ako 1 R röntgenového žiarenia vzniknutého v röntgenovej lampe s napätím 250 kV.

Expozícia je historicky najstaršou dozimetrickou veličinou. Jej nevýhodou je, že je definovaná len pre fotónové žiarenie vo vzduchu. V radiačnej ochrane ju postupne vytlačá kerma. V metrológii žiarenia sa však stále často využíva vďaka presnej metodike jej absolútneho merania.

Expozičný príkon $\dot{X}$ je časová (t) zmena ožiarenia X

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad (2.15)$$

kde dX znamená strednú hodnotu prírastku (expozičie) v časovom intervale dt.

Hlavnou jednotkou ožarovacieho príkonu $\dot{X}$ je 1 ampér na 1 kilogram = coulomb na kilogram za sekundu.

Expozičná výdatnosť V_X je súčin ožarovacieho príkonu $\dot{X}$ a druhej mocniny vzdialenosti od stredu rádionuklidového zdroja ℓ^2 v ktorom je ožarovací príkon definovaný

$$V_X = \ell^2 \cdot \dot{X} \quad (2.16)$$

Hlavnou jednotkou ožarovacej (expozičnej) výdatnosti V_X je 1 ampér krát 1 štvorcový meter na 1 kilogram - A.m².kg⁻¹.

Vo vzťahu (2.16) $\dot{X}$ znamená ožarovací príkon zdroja fotónov (žiarenia γ) vo vzdialenosti ℓ od stredu zdroja žiarenia.

Merná ožarovacia (expozičná) výdatnosť B_X je podiel ožarovacej výdatnosti V_X rádioaktívnej látky s emisiou fotónov aktivity A a tejto aktivity

$$B_X = \frac{V_X}{A} \quad (2.17)$$

Hlavnou jednotkou mernej ožarovacej výdatnosti B_X je 1 coulomb krát 1 štvorcový meter na 1 kilogram = C.m².kg⁻¹ = A.s¹.m².kg⁻¹.

Zo vzťahov (2.16) a (2.17) dostaneme

$$B_X = \frac{\ell^2 \dot{X}}{A} \quad (2.18)$$

z čoho pre ožarovaciu rýchlosť dostaneme:

$$\dot{X} = \frac{B_X A}{\ell^2} \quad (2.18)$$

Pri fyzikálnych výpočtoch sa používa expozičná konštanta gama Γ , ktorá charakterizuje bodový zdroj fotónového žiarenia (neberie do úvahy rozptyl a absorpciu žiarenia v zdroji samotnom a jeho obale). Pre malé zdroje s tenkým puzdrom približne platí:

$$\dot{X} = \frac{\Gamma \cdot A}{\ell^2} \quad [\text{C} \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (2.19)$$

Pre ožiarenie X dostaneme:

$$X = \Gamma \frac{A \cdot t}{\ell^2} \quad [\text{C} \cdot \text{kg}^{-1}] \quad (2.20)$$

Vzťah (2.20) je dôležitý, pretože vyjadruje vzťah expozície X s aktivitou žiariča, pracovnou vzdialenosťou ℓ a dobou vykonávania pracovného úkonu.

Expozícia X a fluencia energie fotónov ψ sú viazané vzťahom $X = \psi \cdot \mu_{\text{en},m} \cdot e/W$, kde $\mu_{\text{en},m}$ je hmotnostný koeficient absorpcie fotónov vo vzduchu, e je elementárny náboj a W je stredná strata energie potrebná na vytvorenie iónového páru vo vzduchu (34 eV). Tento vzťah platí iba za predpokladu, že W nezávisí na energii a $\mu_{\text{en},m}$ je stredná hodnota (vážená fluenciou spektrálnej energie).

Tabuľka 2.3a Hodnoty expozičnej konštanty gama niektorých rádionuklidov

Nuklid	$\Gamma \cdot 10^{20} [\text{C} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}]$	Nuklid	$\Gamma \cdot 10^{20} [\text{C} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}]$
¹⁶ N	284	⁸⁸ Rb	65,20
¹⁹ O	98	⁸⁹ Rb	230
²⁴ Na	351	⁹² Sr	127
⁴⁰ K	15	¹²⁹ I	0,38
⁵¹ Cr	5	¹³³ I	73
⁵² Mn	348	¹³⁴ I	244
⁵⁹ Fe	119	¹³⁷ Cs	62,8
⁶⁰ Co	249	¹⁴⁰ La	215
⁵⁷ Ni	195	²²⁶ Ra	175
⁸⁸ Kr	187	²³⁵ U	14,30

Veličiny spojené s expozíciou sú nahradzované veličinami odvodenými od kermu. Expozičnej výdatnosti zodpovedá veličina kermová výdatnosť, expozičnej konštanty gama zodpovedá kermová konštanta gama. Vzťahy medzi týmito veličinami sú analogické:

Kermová výdatnosť $V_{K,\delta}$ je súčin príkonu kermu $\dot{K}_\delta$ vyvolaného vo vzduchu fotónmi o energii väčšej ako δ a druhej mocniny vzdialenosti od stredu rádionuklidového zdroja ℓ^2 v ktorom je príkon kermu definovaný:

$$V_{K,\delta} = \ell^2 \cdot \dot{K}_\delta \quad (2.21)$$

Kermová konštanta gama je podiel kermovej výdatnosti bodového žiariča a aktivity tohto žiariča:

$$\Gamma_\delta = \frac{V_{K,\delta}}{A} = \frac{\ell^2 \dot{K}_\delta}{A} \quad (2.22)$$

Vzorec 2.22 sa používa na výpočet príkonu kermu vo vzduchu od zdroja s aktivitou A vo vzdialenosti ℓ . Hodnoty kermovej konštanty v závislosti od energie gama žiarenia sú uvedené v tabuľke 2.3b.

Tab. 2.3b Hodnoty kermovej konštanty v závislosti od energie gama žiarenia

Energia, MeV	$\Gamma, (x10^{-18} \cdot m^2 \cdot Gy \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1})$	Energia, MeV	$\Gamma, (x10^{-18} \cdot m^2 \cdot Gy \cdot Bq^{-1} \cdot s^{-1})$
0,01	59,0	0,5	18,9
0,015	24,4	0,6	22,6
0,02	13,1	0,8	29,6
0,03	5,68	1,0	35,6
0,04	3,42	1,5	48,8
0,05	2,60	2,0	59,9
0,06	2,34	3,0	80,7
0,08	2,49	4,0	95,1
0,10	3,00	5,0	111,0
0,15	4,80	6,0	126,0
0,2	6,88	8,0	155,0
0,3	11,0	10,0	186,0
0,4	15,1		

2.5 Dávkový ekvivalent, ekvivalentná dávka

Už sme spomenuli, že nestačí poznať dávku, aby bolo možné posúdiť závažnosť či pravdepodobnosť škodlivých účinkov na ľudský organizmus, ktoré môže vyvolať ožiarenie za neurčených podmienok. V dozimetrii sa preto ukázalo výhodnejším zaviesť ďalšiu veličinu, ktorá by lepšie charakterizovala významnejšie škodlivé účinky ožiarenia, najmä neskoršie stochastické účinky. Na vyjadrenie rozdielov biologickej účinnosti rozličných druhov ionizujúceho žiarenia alebo rozličných podmienok ožiarenia sa v ochrane pred žiarením používajú veličiny získané násobením absorbovanej dávky príslušnými modifikujúcimi faktormi. Veličina, ktorá všetky uvedené skutočnosti zohľadňuje, sa nazýva **dávkový ekvivalent H**. Dávkový ekvivalent v ľubovoľnom mieste biologického väziva je daný vzťahom

$$H = D \cdot Q \quad [Sv] \quad (2.23)$$

kde D - absorbovaná dávka, [Gy]
Q - faktor kvality, [1 (bezrozmerná veličina)]

Pri presných výpočtoch sa využíva dávkový ekvivalent v závislosti od presnej veličiny lineárneho prenosu energie L, uvedený v tabuľke 2.4.

$$H = \int_L Q(L) D_L dL \quad (2.24)$$

- D_L - rozdelenie dávky podľa lineárneho prenosu energie.

Tab.2.4 Výpočet faktora kvality Q(L).

Lineárny prenos energie L, keV/ μm	faktor kvality Q(L)
menej ako 10	1
10 až 100	$0,32 \cdot L^{-2,2}$
viac ako 100	$300 \cdot L^{-0,5}$

Od veličiny L - lineárneho prenosu energie závisí hustota ionizácie pri prechode žiarením. Hranicou pre riedko a husto ionizujúce žiarenie je L okolo $10 \text{ keV}/\mu\text{m}$. RTG a gama žiarenie je považované za riedko ionizujúce, rýchle neutróny, protóny a ťažké častice sú husto ionizujúce. Hodnoty L pre rôzne druhy žiarenia používané v rádioterapii sú uvedené v tabuľke 2.4a.

Tab. 2.4a L - lineárny prenos energie pre rôzne druhy žiarenia

Druh žiarenia	L - lineárny prenos energie, $\text{keV}/\mu\text{m}$
250 kV RTG	2
3 MeV RTG	0,3
1 keV elektróny	12,3
10 keV elektróny	2,3
1 MeV elektróny	0,25
14 MeV neutróny	12
^{60}Co gama	0,3
ťažké nabité častice	100-200

Doporučenie ICRP miesto dávkového ekvivalentu navrhuje podobne definovanú veličinu: ekvivalentnú dávku. Akostný faktor bol nahradený radiačným váhovým faktorom w_R , pomocou ktorého môžeme určiť ekvivalentnú dávku v tkanive:

$$H_T = \sum_R w_R \cdot D_{T,R} \quad [\text{Sv}] \quad (2.25)$$

kde $D_{T,R}$ je stredná absorbovaná dávka v biologickom tkanive T spôsobená žiarením typu R . Radiačný váhový faktor w_R vyjadruje rozdielny biologický účinok jednotlivých druhov ionizujúceho žiarenia. Názov hlavnej jednotky dávkového ekvivalentu a ekvivalentnej dávky je sievert (Sv) = $\text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$.

Tabuľka 2.5 Hodnoty radiačného váhového faktora w_R

Druh žiarenia a jeho energia	w_R , (ICRP 60)	w_R , (ICRP 103)
Fotóny všetkých energií	1	1
Elektróny všetkých energií	1	1
Neutróny, energia E		spojitá funkcia:
< 10 keV	5	$2,5 + 18,2e^{-[\ln(E_n)]^2/6}, E_n < \text{MeV}$
10 keV - 100 keV	10	
100 keV - 2 MeV	20	$5,0 + 17,0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}, 1\text{MeV} < E_n < 50\text{MeV}$
2 MeV - 20 MeV	10	
> 20 MeV	5	$2,5 + 3,25e^{-[\ln(0,04E_n)]^2/6}, E_n > 50\text{MeV}$
Protóny > 2 MeV	5	2
α - častice, fragmenty, ťažké jadrá	20	20

2.6 Efektívna dávka

Veličinou zavedenou na hodnotenie radiačnej ochrany je **efektívna dávka**. Hlavné použitie je na plánovanie a optimalizáciu radiačnej ochrany a dôkaz neprekročenia dávkových limitov pre potreby dozorných orgánov.

Efektívna dávka E je súčtom ekvivalentných dávok H_T vo všetkých orgánoch alebo v tkanivách vynásobených príslušným tkanivovým váhovým faktorom w_T .

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad [\text{Sv}] \quad (2.26)$$

Tabuľka 2.6 Tkanivový váhový faktor w_T

Tkanivo, orgán	Tkanivový váhový faktor w_T , (ICRP 60)	Tkanivový váhový faktor w_T , (ICRP 103)
Gonády	0,20	0,08
Červená kostná dreň	0,12	0,12
Hrubé črevo	0,12	0,12
Pľúca	0,12	0,12
Žalúdok	0,12	0,12
Močový mechúr	0,05	0,04
Mliečna žľaza	0,05	0,12
Pečeň	0,05	0,04
Pažerák	0,05	0,04
Štítna žľaza	0,05	0,04
Koža	0,01	0,01
Povrchy kostí	0,01	0,01
Slinná žľaza	-	0,01
Mozog	-	0,01
Ostatné orgány a tkanivá	0,05	0,12

Primárnym limitom v radiačnej ochrane je limit efektívnej dávky. Limity efektívnej dávky sa vzťahujú na celkovú efektívnu dávku v danom kalendárnom roku E , ktorá sa počíta ako súčet efektívnej dávky z vonkajšieho ožiarenia a vnútorného ožiarenia vyjadreného vo forme **úväzku efektívnej dávky** z jednotlivých príjmov rádioaktívnej látky inhaláciou a ingesciou v kalendárnom roku zo všetkých zdrojov ionizujúceho žiarenia, ktorým sú vystavené osoby pracujúce so zdrojmi žiarenia alebo jednotlivci z obyvateľstva.

$$E = E_{\text{external}} + E_{\text{ing}} + E_{\text{inh}} \quad (2.27)$$

Úväzok dávky je teda priradený do roku, kedy nastala vnútorná kontaminácia (E_{ing} , E_{inh}) aj keď ožiarenie sa počíta a reálne môže trvať dlhšie obdobie (počítame 50 rokov pre pracovníkov a 70 rokov pre obyvateľstvo). Hodnota efektívnej dávky z vonkajšieho ožiarenia sa u pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia získava z údajov osobnej dozimetrie.

2.7 Úväzok dávky

Úväzok efektívnej dávky $E(\tau)$ je daný vzťahom

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau) = \sum_T w_T \cdot \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad (2.28)$$

Je to časový integrál efektívnej dávky za čas τ od príjmu rádionuklidu.

Pri výpočte úväzku efektívnej dávky sa u osôb starších ako 18 rokov veku počíta s obdobím 50 rokov a u osôb mladších ako 18 rokov veku s obdobím 70 rokov od príjmu rádionuklidov, ak nie je uvedené inak. Jednotkou úväzku efektívnej dávky je sievert.

Úväzok ekvivalentnej dávky $H_T(\tau)$ je časový integrál príkonu ekvivalentnej dávky v orgáne alebo tkanive T za čas τ od príjmu rádionuklidu, ktorý jednotliviec prijme v dôsledku požitia alebo vdýchnutia rádionuklidov.

$\dot{H}_T(t)$ - je príslušný príkon ekvivalentnej dávky v orgáne alebo tkanive T v čase t ,

τ - je čas, v rozsahu ktorého sa vykonáva integrovanie.

V údají $\dot{H}_T(t)$ je čas τ vyjadrený v rokoch. Jednotkou úväzku ekvivalentnej dávky je sievert.

Príjem rádionuklidu do organizmu sa bežne počíta pre príjem potravou alebo dýchaním. Iné cesty sú zanedbateľné a uvažujú sa len v mimoriadnych prípadoch (napríklad cez otvorené rany). Obvykle vieme vyjadriť prijaté množstvo vo forme aktivity.

Príjem rádionuklidov potravou $I_{j,ing}$ sa vypočíta takto:

$$I_{j,ing} = \sum_P a_{P,j} \cdot P_P \quad [Bq] \quad (2.29)$$

$a_{P,j}$ je priemerná ročná merná aktivita j -tého rádionuklidu v potravine P a vode $[Bq/kg, \text{ resp. } Bq/l]$,

P_P je spotreba potravy P v jednom roku $[kg \text{ resp. } l]$.

Ročnú spotrebu potravy je potrebné určiť zo štatistických prehľadov, a to osobitne pre jednotlivé vekové kategórie g .

Príjem rádionuklidov dýchaním $I_{j,inh}$ sa vypočíta takto:

$$I_{j,inh} = a_{v,j} \cdot B \quad [Bq] \quad (2.30)$$

- $a_{v,j}$ je priemerná ročná merná aktivita j -tého rádionuklidu vo vzduchu $[Bq \cdot m^{-3}]$,
- B je množstvo vdychovaného vzduchu v jednom roku $[m^3 \cdot rok^{-1}]$.

Hodnoty množstva vdychovaného vzduchu pre jednotlivé skupiny osôb sú stanovené v legislatíve (NV 345/2006 Z.z.) a uvedené v tabuľke 2.1.

Tabuľka 2.1 Hodnoty množstva vdychovaného vzduchu pre jednotlivé skupiny osôb

Skupina osôb	Vek v rokoch	B ($m^3 \cdot rok^{-1}$)
Pracovníci so zdrojmi ionizujúceho žiarenia	nad 18	2000
	0 – 1	1000
	1 – 2	2000
Ostatní obyvatelia	2 – 7	4000
	7 – 12	6000
	12 – 17	8000
	nad 17	8500

Úväzok efektívnej dávky sa potom vypočíta z príjmu pomocou konverzných faktorov nasledovne:

$$E_{ing} = \sum_j h(g)_{j,ing} \cdot I_{j,ing} \quad \text{resp.} \quad E_{inh} = \sum_j h(g)_{j,inh} \cdot I_{j,inh} \quad (2.31)$$

- $h(g)_{j,ing}$ je konverzný faktor na výpočet úväzku efektívnej dávky z príjmu rádionuklidu j (Sv/Bq) potravou pre rôzne vekové skupiny g , (tiež koeficient dávkového úväzku, v angličtine dose factor)
- $h(g)_{j,inh}$ je konverzný faktor na výpočet úväzku efektívnej dávky z príjmu rádionuklidu j (Sv/Bq) dýchaním pre rôzne vekové skupiny g .

Hodnoty konverzných faktorov pre jednotlivé rádionuklidy sú uvedené v legislatíve (NV 345/2006 Z.z.) a niektoré vybrané hodnoty v tabuľke 2.2.

Tabuľka 2.2 Konverzné faktory h_{inh} a h_{ing} na prepočet príjmu rádionuklidov vdýchnutím (inhaláciou) aerosólov a požitím (ingesciou) na úväzok efektívnej dávky

Prvok	Polčas rozpadu	Inhalácia				Ingescia	
		typ	f1	$h_{inh} [Sv/Bq]$		f1	$h_{ing} [Sv/Bq]$
				$d_{ama} = 1 \mu m$	$d_{ama} = 5 \mu m$		
K-40	$1,28 \cdot 10^9$ r	F	1	$2,1 \cdot 10^{-9}$	$3,0 \cdot 10^{-9}$	1	$6,2 \cdot 10^{-9}$
Sr-90	29,1 r	F	0,3	$2,4 \cdot 10^{-8}$	$3,0 \cdot 10^{-8}$	0,3	$2,8 \cdot 10^{-8}$
Cs-137	30,0 r	F	1	$4,8 \cdot 10^{-9}$	$6,7 \cdot 10^{-9}$	1	$1,3 \cdot 10^{-8}$
U-238	$4,47 \cdot 10^9$ r	F	0,02	$4,9 \cdot 10^{-7}$	$5,8 \cdot 10^{-7}$	0,02	$4,4 \cdot 10^{-8}$
		M	0,02	$2,6 \cdot 10^{-6}$	$1,6 \cdot 10^{-6}$	0,002	$7,6 \cdot 10^{-9}$
		S	0,002	$7,3 \cdot 10^{-6}$	$5,7 \cdot 10^{-6}$		

Absorpcia v pľúcach je vyjadrená typom F, M alebo S charakterizujúcim v modelových výpočtoch rýchlosť, ktorou látka prechádza z pľúc do telesných tekutín (F – rýchlo, M – stredne, S – pomaly), a koeficientom f1 charakterizujúcim frakciu, ktorá prechádza v tráviacom ústrojenstve do telesných tekutín.

2.8 Kolektívna efektívna dávka

Keďže vzťah medzi poškodením (ujmou) a rozložením dávkového ekvivalentu v ožiarenej populácii nie je jednoduchý, bolo navrhnuté použiť veličinu, ktorá sa nazýva **kolektívna efektívna dávka S**, definovaná v populácii výrazom:

$$S = \sum_i \bar{E}_i P_i \quad (2.32)$$

kde E_i je stredná efektívna dávka pre jednotlivca z populačnej podskupiny i, ktorej zodpovedá počet členov P_i . Kolektívna efektívna dávka S sa používa na účely kvantifikácie ožiarovania skupín obyvateľstva; je to súčet efektívnych dávok všetkých jednotlivcov v určitej skupine, udáva sa v man Sv.

Podobne je definovaná kolektívna ekvivalentná dávka a kolektívny dávkový ekvivalent. U všetkých týchto veličín musí byť špecifikovaný časový údaj ožiarovania a charakteristika danej skupiny populácie, bez ktorých by bol neúplný.

Histogramové rozdelenie efektívnych dávok v skupine ožiarených osôb sa v určitých prípadoch môže zameniť spojitým rozdelením efektívnej dávky. Potom kolektívnu efektívnu dávku vyjadruje vzťah:

$$S_k = \int_0^{\infty} E \cdot \frac{dN}{dE} dE \quad (2.33)$$

kde $(dN/dE)dE$ vyjadruje počet jednotlivcov, ktorí obdržali efektívnu dávku v rozsahu $(E, E + dE)$.

3. Biologické hľadiská radiačnej ochrany

3.1 Základné biofyzikálne procesy

V dôsledku ožiarovania biologického tkaniva (nakoniec aj ľubovoľnej látky) dochádza k pohlcovaniu energie a nastáva **ionizácia** a **excitácia** atómov a molekúl ožarovanej látky. Prvotné poškodenie sa prejaví v najväčšej miere na základných stavebných látkach živej hmoty, ktorými sú voda, bielkoviny, nukleové kyseliny, enzýmy a i.

Biologické účinky ionizujúceho žiarenia sa prejavujú:

- 1.) v prvotných fyzikálnochemických procesoch vznikajúcich v molekulách buniek a v ich okolí prostredí,
- 2.) sekundárnymi poruchami činnosti celého organizmu ako následok prvotných procesov.

Keďže podstatnú časť (viac ako 75%) ľudského tela (aj všetkých cicavcov) tvorí voda, prvotné procesy sú v značnej miere určované absorpciou žiarenia vodou nachádzajúcou sa v bunkách. V dôsledku ionizácie molekula vody disociuje, pričom vznikajú agresívne radikály a silné oxidanty $\text{OH}^\cdot$, H_2O_2 , $\text{HO}_2^\cdot$, H^+ a pod. Tieto ďalej chemicky reagujú s biologickými látkami, napr. bielkovinami a spôsobujú vznik voľných bioradikálov, ktoré môžu migrovať a spôsobovať škody v tkanive. Dôsledkom následných biochemických procesov je vznik ďalších toxínov, narušenie činnosti biologických tkanív, zabrzdenie alebo zastavenie rastu tkanív, zmeny alebo zastavenie biochemických procesov, čo v konečnom dôsledku môže viesť k zlyhaniu životných funkcií jednotlivých orgánov až skolabovaniu celého organizmu.

Najnovšie výskumy naznačujú, že odozva bunky na ožiarovanie nie je jednoznačná a záleží aká bunková štruktúra je zasiahnutá. Bola zaznamenaná zvýšená radiosenzitivita bunkového jadra. Rozhodujúcou štruktúrou pre rádiobiologické účinky v bunke je **chromozómová DNA**, ktorej poškodenie má kritický význam pre ďalší osud bunky vrátane indukcie nádorov vyvolaných génovými a chromozómovými mutáciami.

Poškodenie DNA je výsledkom pôsobenia **priamo** žiarenia - ak je DNA v dráhe častice, alebo **nepriamo** prostredníctvom sekundárnych elektrónov a reaktívnych radikálov. Niekedy sa vytvárajú zložité zhluky chemicky poškodenej DNA (complex clusters) z jednovláknových a dvojitých zlomov (SSB a DSB – single strand breaks and double strand breaks) a poškodení glukózo-fosfátovej bázy DNA. Tvorba komplexných zhlukov závisí na lineárnom prenose energie žiarenia (LET). Pre žiarenie s vysokým LET podiel komplexných zhlukov na poškodení DNA dosahuje 90%. Pre nízke LET je to 60%. Tento parameter je dôležitý z pohľadu opravných – reparačných mechanizmov.

Chyby pri reparačných procesoch komplexných dvojitých zlomov DNA sa prejavujú zvýšením počtu *chromozómových aberácií, génových mutácií a úmrtí* ožiarených buniek.

Zmeny génovej informácie – mutácie chromozómovej DNA.

Pod mutáciou rozumieme zmenu genetickej informácie zakódovanej vo forme pozadia purínových a pyrimidínových zásad v DNA. Vo všeobecnosti môžu zmeny chromozómov (mutácie) nastať prirodzenou cestou bez zásahu človeka (spontánne mutácie), alebo vplyvom vonkajšieho pôsobenia – teplom, niektorými chemikáliami, či

ionizujúcim žiarením. Bunky však majú schopnosť porušené chromozómové vlákna „zahojiť“ alebo opraviť. Tak napr. zlomené konce chromozómov sa môžu spojiť do pôvodného stavu a v novom pokolení buniek nedôjde k zmenám. K opätovnému spojeniu zlomených koncov však môže dôjsť aj tak, že jeden zlomený koniec sa spojí s koncom iného vlákna, alebo dôjde k strate niektorého segmentu. Tiež môže dôjsť k opätovnému spojeniu koncov s vynechaním tohto segmentu, alebo môže dôjsť len k „zahojeniu“ zlomených koncov bez ich opakovaného spojenia. Mutácie geneticky rozhodujúcich častí alebo komplex takýchto mutácií na najdôležitejších miestach chromozómu má potom za následok vznik jedinca s odlišnými vlastnosťami (mutant), alebo môže mať pri poškodení väčšieho rozsahu za následok zastavenie syntézy DNA a zánik jedinca.

Génové mutácie sa delia na **dominantné** (prejavujú sa hneď v prvom pokolení) a **recesívne** (nemusia sa prejaviť vôbec, alebo sa prejaví v ďalších pokoleniach, alebo vtedy keď obaja rodičia majú rovnaké genetické mutácie).

Najväčšiu radiačnú citlivosť na žiarenie prejavujú bunky tých orgánov, ktoré sa trvale obnovujú, ako napr. kostná dreň, slezina, gonády a pod. Bunečné zmeny, prípadne zánik buniek vyvolávajú také poruchy orgánov, ktoré zanechávajú na organizme trvalé stopy, ale môžu spôsobiť aj smrť.

Celkové biologické reakcie po ožiarení sú súhrnom fyzikálnych, chemických a biologických procesov ako aj procesov **zotavovacích** (reparačných, nápravných), ktoré smerujú k úprave vzniknutých poškodení do pôvodného stavu.

Väčšina nepriaznivých zdravotných účinkov ožiarenia môže byť zaradená do dvoch kategórií:

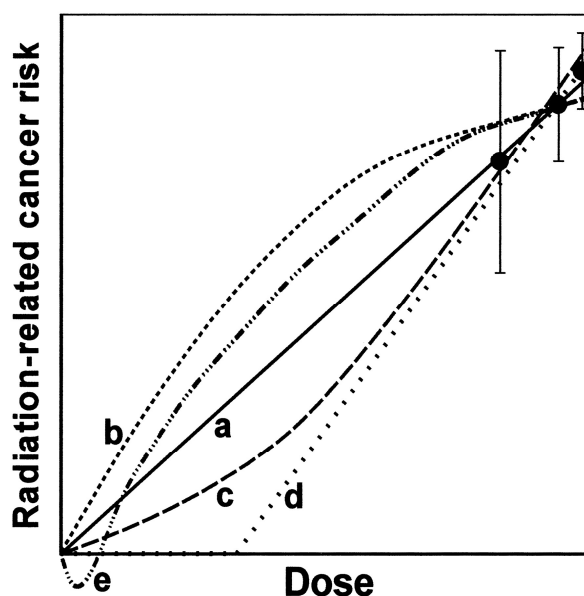
1. deterministické účinky (nepriaznivé tkanivové reakcie) hlavne v dôsledku úmrtia resp. poškodenia buniek po vysokých dávkach
2. stochastické účinky, t.j. rakovina a dedičné účinky, ku ktorým patrí buď rozvoj rakoviny u ožiarených jedincov v dôsledku mutácií somatických buniek, alebo dedičné choroby u potomstva v dôsledku mutácií reprodukčných buniek.

Riziko nerakovinových ochorení v dôsledku nízkych dávok ožiarenia nie je možné konkrétne vyhodnotiť a zaradiť, pretože je štatisticky nepreukázateľné. Objavujú sa však analýzy, ktoré takéto hypotézy obsahujú. V Odporúčaniach ICRP 103 sa spomína štúdia úmrtnosti osôb ožiarených pri atómovom bombardovaní v Japonsku, kde sa nazývajú choroby srdcové, mozgová mŕtvica, choroby zažívacieho traktu a dýchacích ciest. Nie je známy bunkový resp. tkanivový mechanizmus, ktorý by spôsoboval taký široký súbor ochorení, aj keď by sa mohlo jednať o nejaký „subklinický zápal“. Závislosť dávka – odozva v tomto prípade je zlúčiteľná tak s bezprahovou lineárnou závislosťou ako aj s prahom okolo 0,5 Gy.

V súvislosti so závislosťou dávka – odozva boli v minulosti vyslovené rôzne teórie. Presadila sa konzervatívna predstava o **bezprahovej lineárnej závislosti (LNT linear-non-threshold)**, z ktorej vyplýva, že akákoľvek nízka dávka má nenulovú pravdepodobnosť škodlivých následkov. Z tejto teórie vychádza jeden zo základných princípov radiačnej ochrany: *Každý, kto vykonáva činnosť vedúcu k ožiareniu, je povinný zabezpečiť, aby počet ožiarených osôb, úroveň a pravdepodobnosť ich ožiarenia boli trvalo udržiavané tak nízko, ako je možné racionálne dosiahnuť pri zvážení ekonomických a spoločenských hľadísk (ALARA – As Low As Reasonably Achievable).*

Bezprahový model nie je všeobecne prijímaný ako biologická skutočnosť, skôr je považovaný za opatrný názor pre radiačnú ochranu s cieľom vyvarovať sa zbytočného rizika z ožiarenia, pretože sa skutočne nevie, aké veľké riziko je spojené s ožiareními veľmi malými dávkami.

Mnohé štúdie upozorňujú na nadhodnotenie reálnej situácie pri použití tejto hypotézy. Relevantné dokazovanie v oblasti nízkych dávok je však sťažené tým, že je veľmi ťažko štatisticky preukázať akúkoľvek závislosť. Preto sa pristúpilo k praxi, že LNT model je vedecky prijateľnou základnou zložkou radiačnej ochrany (ALARA), avšak pre účely plánovania zdravotných opatrení nie je vhodné počítať hypotetický počet prípadov rakoviny alebo dedičných chorôb vo veľkých skupinách ľudí ožiarených nízkymi dávkami vo veľmi dlhom časovom období.



Obr. 3.1 Zavislosť dávka - riziko rakoviny v oblasti malých dávok:

- a - lineárna bezprahová závislosť
- b - znižujúci sa sklon krivky
- c - rastúci sklon krivky
- d - lineárna závislosť s prahovou úrovňou
- e - hormetická závislosť predpokladá úroveň dávok, ktoré pôsobia priaznivo na organizmus a znižujú riziko rakoviny.

Poškodenie na úrovni buniek

Bunka zasiahnutá určitou dávkou žiarenia je schopná sa v krátkom čase zotaviť a odstrániť škody, ktoré v nej žiarenie spôsobilo. Hovoríme o reverzibilných (vratných) zmenách. Niekedy sú však tieto zmeny trvalé. Bunka už nie je schopná zotaviť sa z nich, a tak hynie. Ide o zmeny ireverzibilné (nevratné).

Citlivosť bunky na žiarenie najviac ovplyvňuje mitotická aktivita buniek. Určité druhy poškodenia počas ožarovania bunku neusmrtia, ale prejavujú sa až pri jej delení. Niektoré poškodenia buniek sa môžu odstrániť, lenže úprava musí prebehnúť pred začatím delenia bunky.

Následky po ožiarení buniek môžeme zhrnúť nasledovne:

1. Bunky zostanú **nepoškodené**.
2. Bunky s **oneskoreným delením**: tieto bunky sa určitú dobu zotavujú a potom pokračujú v pôvodnom správnom delení.
3. Bunky s **chybným delením**: tieto bunky sa začnú po zotavení deliť, ale odlišne od svojich predchodcov. Niektoré z nich sa vyvíjajú ako obrovské bunky a ich výskyt je jedným z charakteristických nálezov po ožiarení.
4. Agonálne bunky sú **poškodené nenávratne**: tieto bunky sa buď nedokážu deliť a tak zahynú (apoptóza) alebo sú schopné niekoľkých delení ale napokon aj tak odumrú. Apoptická smrť buniek znižuje výskyt prežívajúcich

buniek nesúcich mutácie. Z tohto pohľadu sa pokladá za alternatívu nápravného procesu.

5. **Mŕtve bunky.** V dôsledku ožiarenia odumrú.

Poškodenie na úrovni tkanív a orgánov

Senzitivita tkanív na ožiarenie je rôzna a závisí od mnohých faktorov, ktorými sa tkanivá navzájom líšia. Z pohľadu ožiarenia je dôležitá hlavne dynamika obnovovania, ktorá závisí od rýchlosti množenia, diferenciácie, starnutia a úmrtia buniek. Ožiarenie buniek sa často prejaví oneskorene až pri mitóze bunky. Ak je proces obnovovania rýchly, rýchlejšie sa môže prejsť aj ožiarenie a tkanivo je rádiosenzitívnejšie. Na druhej strane tkanivá s nízkou mitotickou aktivitou majú veľmi dlhú odozvu na ožiarenie buniek, počas ktorej sa môžu poškodené bunky opraviť reparačnými alebo regeneračnými mechanizmami a tým sa ich radiačná odolnosť zvyšuje.

Ľudský organizmus si môžeme predstaviť ako súbor samoobnoviteľných bunkových populácií. Reparačné mechanizmy existujú nielen na úrovni buniek ale aj na úrovni bunkových populácií - orgánov. Sú iniciované extracelulárnymi regulátormi (rastové faktory). Zdravý ľudský organizmus rozpozná a zlikviduje denne cca. 40 zmenených (zmutovaných, rakovinových) buniek. Niektoré orgány sú schopné po poškodení začať mitózu aj keď sa normálne neobnovujú (pečeň, ľadviny). Vzťahy a charakteristika účinkov ožiarenia je schematicky znázornená v tabuľke 3.1.

Tab. 3.1 Charakteristiky účinkov ionizujúceho žiarenia na ľudský organizmus

Účinky ionizujúceho žiarenia			
Okamžité		Oneskorené	
Somatické			Genetické
akútna choroba z ožiarenia	nenádorové oneskorené poškodenia:	zhubné nádory	genetické poruchy u potomstva
akútne lokálne zmeny	chronický zápal kože		
poškodenie plodnosti	zákal očnej šošovky		
poškodenie vývoja plodu			
Deterministické, nestochastické, prahové		Stochastické, bezprahové	

Účinky žiarenia na človeka delíme na:

- a) somatické (prejavujú sa u ožiareného jedinca)
- b) genetické (prejavujú sa u ďalších generácií).

Oba tieto efekty vznikajú ako následok mutácií a iných poškodení bunečných štruktúr, či už v somatických nepohlavných bunkách, alebo v pohlavných bunkách vaječníkov a semenníkov.

Účinky, ktoré sa prejavujú po dlhom čase po jednorázovom zásahu, či chronickom, sa nazývajú vzdialenými alebo **oneskorenými**.

3.2 Deterministické následky (tkanivové reakcie)

Vyvolanie deterministických účinkov je všeobecne charakterizované prahovou dávkou. Po presiahnutí prahovej dávky závažnosť poškodenia, vrátane narušenej zotavovacej schopnosti u tkaniva stúpa so stúpajúcou dávkou.

Deterministické prejavy ožiarenia - sú také, keď pri dosiahnutí určitej dávky efekt zákonite nastane. Účinky sú prejavom bunkových strát v dôležitých bunkových populáciách a týkajú sa poškodenia veľkého množstva buniek (polycystický účinok). Prejavujú sa teda na úrovni tkanív a sú dôsledkom ožiarenia tkaniva vysokou dávkou. Ak absorbovaná dávka (pri nízkej či vysokej LET) nepresiahne úroveň 100 mGy, neočakáva sa funkčné poškodenie a ani príslušné klinické prejavy u žiadneho tkaniva.

V tabuľke 3.2 sú uvedené odhady prahových hodnôt absorbovanej dávky pre 1% výskyt poškodenia zdravia ľudských orgánov a tkanív po celotelovom ožiarení podľa dokumentu ICRP 103.

Tabuľka 3.2 Odhady prahových hodnôt absorbovanej dávky pre 1% incidenciu Chyba! Nenašiel sa žiaden zdroj odkazov.

Účinok	Orgán/tkanivo	Doba rozvoja účinku	Absorbovaná dávka (Gy)
Ochorenie:	1% incidencia		
Prechodná sterilita	semenníky	3÷9 týždňov	~0,1
Trvalá sterilita	semenníky	3 týždne	~6
Trvalá sterilita	vaječníky	<1 týžden	~3
Útlm krvotvorby	kostná dreň	3÷7 dní	~0,5
Ščervenanie pokožky	koža veľká plocha	1÷4 týždne	<3÷6
Kožné popáleniny	koža veľká plocha	2÷3 týždne	5÷10
Prechodná epilácia	koža	1÷3 týždne	~4
Zákal očnej šošovky	oko	niekoľko rokov	~0,7*
Úmrtie	1% incidencia		
Syndróm kostnej drene			
- bez lekárskej terapie	kostná dreň	30÷60 dní	~1
- s dobrou lekárskou terapiou	kostná dreň	30÷60 dní	2÷3
Gastrointestinálny syndróm			
- bez lekárskej terapie	tenké črevo	6÷9 dní	~6
- s dobrou lekárskou terapiou	tenké črevo	6÷9 dní	>6
Pneumonitis (neinfekčný zápal)	pľúca	1÷7 mesiacov	6

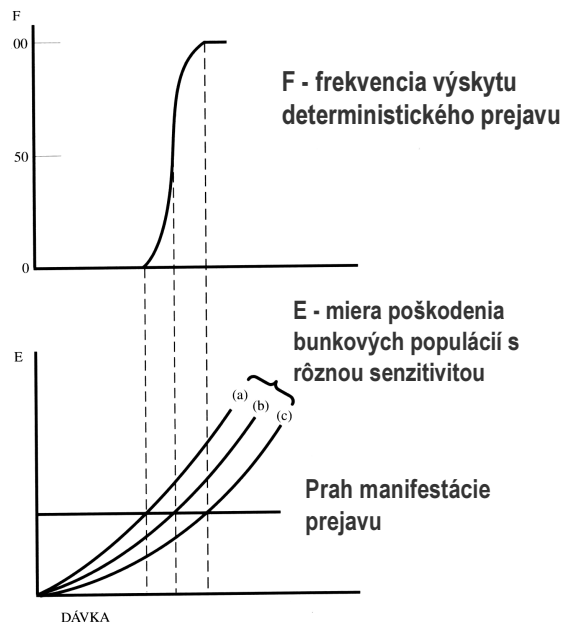
*Pôvodná prahová hodnota pre zákal očnej šošovky - katarakt bola na úrovni 1,5 Gy s dobou latencie 2 - 4 roky. Po analýze prípadov výskytu po černobyľskej havárii bola revidovaná a nová hodnota je 0,7 Gy s možnou dobou latencie až 20 rokov.

Deterministické účinky sa makroskopicky navonok prejavujú zistiteľným tzv. **klinickým príznakom**. Na bunkovej úrovni však tieto deterministické prejavy majú **stochastické zákonitosti**. Malé bunkové straty organizmus toleruje a funkčnosť nie je poškodená. Po prekročení kritickej hodnoty - prahu, prejaví sa deterministický účinok ako je to znázornené na obrázku 3.2.

K deterministickým účinkom zaraďujeme okamžité somatické účinky (pozri Tab. 3.1), kde patria akútne ochorenia, vyvolané žiarením a skoré smrteľné prípady, ktoré nastávajú v čase od niekoľkých dní po niekoľko mesiacov po ožiarení. Literatúra pre úmrtia uvádza hodnoty dávok veličinou letálna dávka LD₅₀, čo znamená dávku, po ktorej nastane 50% úmrtí ožiarených osôb (niekde sa uvádza aj LD_{50/60} čo znamená dávku, po ktorej nastane 50% úmrtí ožiarených osôb do 60 dní po ožiarení). Pre normálneho zdravého človeka je LD_{50/60} okolo 4 Sv (udáva sa rozpätie od 3÷5 Sv).

Odhady pre iné úrovne sú nasledovné: $LD_{10} = 1 \div 2$ Sv, $LD_{90} = 5 \div 7$ Sv. Rozptyl resp. posunutie týchto hodnôt silne závisí od poskytnutej lekárskej starostlivosti.

Účinky žiarenia na človeka boli pozorované už pri jednorazových dávkach 0,25 Sv. Z pokusov na zvieratách bolo získaných viac údajov pri veľkých dávkach a dávkových príkonoch. V lekárskej praxi sa pri likvidácii rakovinových nádorov používajú presne lokalizované dávky desiatok Sv, ktoré majú za cieľ zničiť - usmrtiť zhubné tkanivo.



Obr. 3.2 Demonštrácia vzťahu medzi deterministickými a stochastickými prejavmi ožiarenia.

Veľké jednorazové efektívne dávky (viac ako 1 Sv) spôsobujú tzv. **chorobu z ožiarenia (akútny postiradiačný syndróm)**. Počas ožiarenia postihnutý jedinec prakticky necíti nič, pokiaľ dávka nepresiahne letálnu. Prvými príznakmi ožiarenia vysokou dávkou je zvracanie a šok. Po niekoľkých dňoch sa pozoruje úbytok krviniek, krvácanie a epilácia (sú to obvyklé reakcie aj pri rádioterapii rakoviny). Je znížená imunita organizmu. Výsledkom sú infekčné choroby, čo býva hlavnou príčinou úmrtia. Pri letálnej dávke začnú postupne zlyhávať radiosenzitívne orgány (krvotvorné, zažívacie orgány, nervový systém) a do niekoľkých dní sa dostaví smrť.

Podľa veľkosti absorbovanej dávky rozlišujeme tri formy **akútneho postiradiačného syndrómu**, ktoré sa líšia klinicky i mortalitou.

Neurovaskulárny syndróm - vzniká pri dávke vyššej ako 50 Gy dochádza k poškodeniu nervového systému. Po krátkej fáze so závratami a vracaním je charakterizovaný rýchlym nástupom letargie, apatie, ataxie (nesúlad pohybov) a svalových kŕčov, z kardiovaskulárneho systému rezistentnou hypotenziou, arytmiami, šokom a smrťou v rozmedzí 24-48 h.

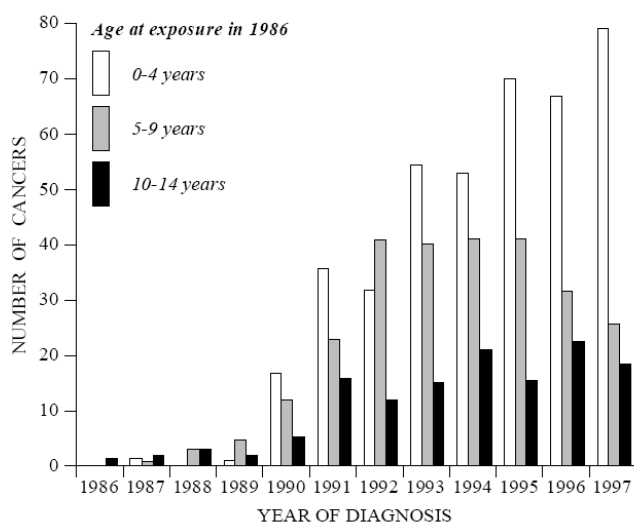
Gastrointestinálny syndróm - sa vyskytuje pri dávke 10-30 Gy a prejavuje sa poškodením zažívacieho traktu. Príznaky sú nechutenstvo, napínanie a zvracanie už v prvých hodinách po expozícii. Nastupuje latentné obdobie 3-7 dní. Potom začne úporné vracanie, hnačky, známky dehydratácie, zmenšenie plazmatického volumu, obehové zlyhávanie. Gastrointestinálne príznaky sú dané úvodnou toxémiou (toxíny v krvi) z nekróz tkaniva a pokračuje atrofiou **črevnej sliznice**. Je prítomná aj bakteriémia (baktérie v krvi). Terminálne **dochádza k nekróze črevnej sliznice**, masívnym stratám plazmy do čreva a smrť. Pokiaľ chorý prežije, je šanca na

reparáciu črevnej sliznice, ale s odstupom 2-3 týždňov sa objavuje poškodenie hemopoetických tkanív.

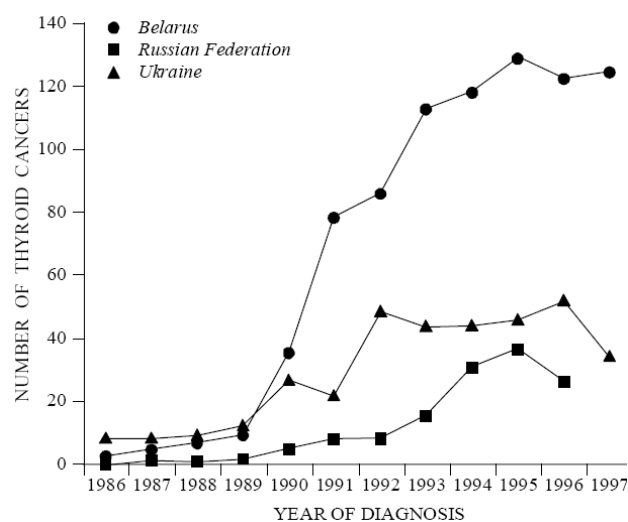
Hemopoetický syndróm - nastáva po dávkach 2-10 Gy a prejavuje sa poškodením krvotvorných orgánov. Prodromálne príznaky majú maximum medzi 6.-12. hodín po expozícii. Patria medzi ne nechutenstvo, napínanie na zvracanie, zvracanie, začervenanie kože a spojiviek. Symptómy väčšinou úplne miznú do 36 hodín. Potom nastupujú známky porušenej obranyschopnosti a krvácavé prejavy. Lymfatické uzliny, slezina a kostná dreň vykazuje známky atrofie (zakrpatenie) vedúcej k pancytopénii (poklesu množstva krviniek). Atrofia je daná smrtiacim účinkom žiarenia na radiosenzitívne bunky a inhibíciou (útlm) krvotvorby. Ako prvá nastupuje lymfopénia s maximom 24-36 h. po ožiarení. Neutropénia (málo bielych krviniek) sa vyvíja pozvoľne, trombocytopénia (menej krvných doštičiek) je najväčšia v 3.-4. týždni. Teplota stúpa, sú ulcerácie (zvrjedovanie) v ústach a na koži, epilácia, krvácanie z úst, čreva, tvoria sa abscesy (hnis), klesá telesná hmotnosť. Fáza rekonvalescencie nastupuje v 4.-8. týždni po ožiarení. Kompletná úprava je väčšinou do 1 roka.

Pri znížení dávkového príkonu a zvýšení doby ožiarenia sa hodnoty letálnej dávky zvyšujú. Tak napríklad pri príkone dávky 0,2 Sv za hodinu $LD_{50/60}$ sa zvýši o 50% a keď sa ožiarenie rozťahne na mesiac $LD_{50/60}$ sa zdvojnásobí.

Na základe údajov sa u ľudí, ktorí boli ožiarení pri atómovom bombardovaní v Hirošime zistilo, že na indukciu nádorov je potrebná minimálne celková dávka 1 Gy. Pri takejto dávke sa v priebehu niekoľkých rokov u skupiny ožiarených osôb prejaví zvýšený výskyt rakovinových ochorení. Najčastejšie sa po ožiarení vyskytuje rakovina štítnej žľazy, rakovina mliečnej žľazy, leukémia, rakovina pľúc a iné. Výskyt niektorých typov po havárii v Černobyle je uvedený na obr. 3.3 a 3.4. Na obrázkoch sa prejavuje latencia výskytu rakoviny niekoľko rokov.



Obr. 3.3 Výskyt rakoviny štítnej žľazy v Bielorusku po Černobyle



Obr. 3.4 Celkové počty výskytu rakoviny štítnej žľazy u detí do 14 rokov v dôsledku černobyľskej havárie.

Výskyt leukémie a iných typov rakovín medzi likvidátormi a obyvateľmi kontaminovaných území (kontaminácia prvkom ^{137}Cs je viac ako 185 kBq.m^{-2}) v

rokoch 1993-94 je uvedený v tabuľke 3.3. Tabuľka zahŕňa všetky diagnostikované prípady, pričom súvislosť s ožiarovaním nemusí byť preukázaná.

Tabuľka 3.3 Výskyt leukémie a iných typov rakovín medzi likvidátormi a obyvateľmi kontaminovaných území po Černobyle v rokoch 1993-94.

Krajina	Leukémia	Iné rakoviny
Likvidátori (skupina ľudí)		
Bielorusko (63 000 ľudí)	9	102
Rusko (148 000 ľudí)	9	449
Ukrajina (170 000 ľudí)	28	399
Obyvatelia kontaminovaných území		
Bielorusko (239 505 ľudí)	281	9682
Rusko (233 606 ľudí)	340	17260
Ukrajina (106 700 ľudí)	592	22063

Rakovina štítnej žľazy a rakovina mliečnej žľazy sú v podstate liečiteľné a nemusia mať smrteľné následky. Inak je to u leukémie. V prípade obyvateľov Hirišimy leukémia kulminovala za sedem rokov po atómovom bombardovaní a klesla na nulu v sedemdesiatych rokoch. Pravdepodobnosť úmrtia na leukémiu v skupine ľudí ožiarených dávkou 1 Sv predstavovala 1:500, v prípade rakoviny pľúc bola pravdepodobnosť 1:200. Iné typy rakoviny sa vyskytovali s nižšou pravdepodobnosťou: úmrtie na rakovinu žalúdka, pečene, hrubého čreva predstavovala pravdepodobnosť 1:1000; rakovina hltana, močového mechúra, lymfatických tkanív, tenkého čreva cca. 1:2000.

3.3 Stochastické následky. Riziko rakoviny a dedičných účinkov

Stochastické prejavy ožiarovania - sú štatisticky preukázateľné zvýšenia počtu ochorení na rakovinu alebo dedičných porúch v dôsledku ožiarovania. Jedná sa o oneskorené efekty, ktoré vyvolávajú aj nízke úrovne ožiarovania, pričom so stúpajúcou dávkou stúpa aj pravdepodobnosť výskytu chorôb. Patogenetickým impulzom stochastického prejavu môže byť mutácia jednej bunky (monocystický účinok).

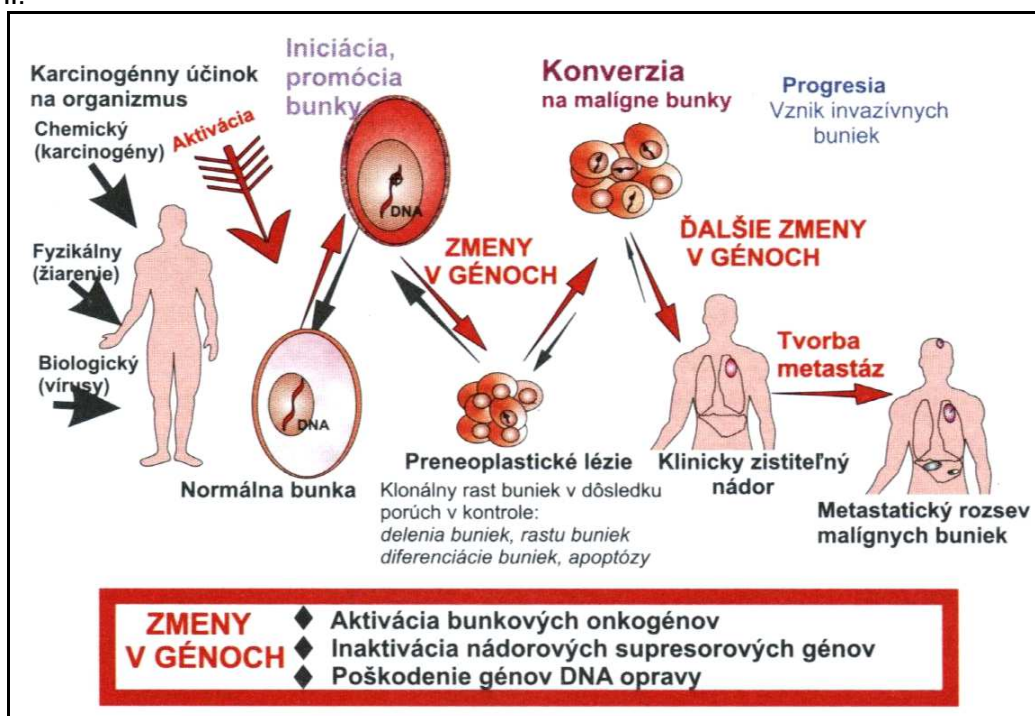
Epidemiologické a experimentálne štúdie prinášajú dostatok informácií prinášajúcich dôkazy o riziku rakoviny následkom ožiarovania hoci aj s veľkou neistotou pri dávkach 100 mSv a nižších. V prípade genetických účinkov žiadny priamy dôkaz takého rizika pre človeka neexistuje, avšak závery experimentálnych štúdií (na zvieratách) svedčia pre zahrnutie takého rizika pre budúce generácie do systému ochrany.

Na **vznik a rozvoj rakoviny** po ožiarení má kritický význam proces odozvy ožiarených buniek na poškodenie **DNA** a jej opravu. Úspešnosť reparačných procesov závisí na miere poškodenia a tá závisí na type žiarenia a intenzite ožiarovania. Následky sa odzrkadlia na hodnotení relatívnej biologickej účinnosti (RBE - relative biological effectiveness), radiačných váhových faktoroch veľkosti dávky a dávkového príkonu.

Pre účely radiačnej ochrany sa podporuje názor, že v oblasti nízkych dávok, nižších ako 100mSv, je vedecky prijateľné predpokladať, že výskyt nádorov alebo dedičných chorôb bude priamo úmerný ekvivalentnej dávke v príslušnom tkanive či orgáne.

Tento model závislosti dávka - účinok je obecné známy ako **lineárny a bezprahový** (LNT, „linear-non-threshold“). Vo svete sa objavujú námietky k používaniu LNT modelu a popisujú sa fenomény, ktoré môžu ovplyvniť pravdepodobnosť vzniku rakoviny. Medzi najspomínanejšie patrí adaptívna reakcia buniek, fenomén relatívneho nadbytku spontánnych a malými dávkami vyvolaných poškodení DNA, fenomén iniciácie genomickej nestability, signalizácie okolitým nezasiahnutým bunkám (bystander signalling). Tieto informácie však podstatne nemenia predpoklady, na ktorých je postavený LNT model, pretože ak sú významné, sú zohľadnené v koeficientoch rizika, lebo tieto sú výsledkom analýzy reálnych humánných epidemiologických údajov.

Obrázok 3.5 znázorňuje zjednodušený proces vzniku nádorového ochorenia. Spúšťačím mechanizmom vzniku rakoviny je akumulácia mutácií v génoch kontrolujúcich a regulujúcich rast bunky. Mutačné zmeny môžu byť vyvolané pôsobením chemických, fyzikálnych alebo biologických faktorov v bunkách živého organizmu (pozri Tab. 3.4). Aby sa bunka stala vysoko malígnou, schopnou tvoriť sekundárne zhubné nádory, musí získať ďalšie vlastnosti opäť v dôsledku ďalších mutácií viacerých génov. Všeobecne sa predpokladá, a experimentálne dôkazy tomu nasvedčujú, že na to, aby z normálnej bunky vznikla nádorová, je potrebná mutácia najmenej troch génov a proces vzniku zhubného nádoru tak prechádza niekoľkými fázami.



Obr. 35 Vznik nádorového ochorenia. Zdroj: Liga proti rakovine SR

Radiačná tumorigenéza - rozvoj rakoviny po ožiarení - je komplexný mnohostupňový proces, ktorý môže byť rozčlenený na niekoľko fáz:

- iniciačná fáza nádoru - preneoplastický stav, kedy sa bunkové procesy začínajú meniť a bunka sa správa inak v dôsledku génových a chromozómových mutácií. Ak sa v bunke mutáciou vytvorí tzv. onkogén, bunky získavajú nové vlastnosti. Ak sa mutáciou poškodí gén-supresor, bunky strácajú schopnosť kontrolovať niektoré funkcie, napr. rozmnožovanie a tým

zabrániť nádoru v rozvoji. Ak sa poškodí gén opravy bunka stratí schopnosť opravy poškodenia DNA.

- podpora rastu nádoru – tumor promotion – vznik preneoplastického klonu z iniciovaných buniek a zvyšovanie rastu resp. strata kontroly starnutia. Táto schopnosť sa môže nadobudnúť mutáciou alebo inými mechanizmami sa potlačí činnosť kľúčových génov kontrolujúcich tieto procesy.
- malígny zvrat – zmena preneoplastického stavu na rakovinový. Rozvoj nádoru je nielen výsledkom klonálnych mutácií ale aj interakciou s okolitými bunkami v tkanive alebo v orgáne. Pre rozvoj nádoru je potrebné aby nádorové bunky neboli tkanivom odvrhnuté a aby bolo zabezpečené dostatočné krvné zásobovanie.
- progresia nádoru – bunky získajú vlastnosti, ktoré dovoľujú rýchle zväčšovanie tumoru a nadobudnutie invazívnych charakteristík. Nádor sa začína rozširovať do iných orgánov a vytvárať metastázy.

Experimentálne zvieracie modely potvrdili mnohostupňovú radiačnú tumorigenézu u základných typov rakoviny: leukémia, nádory kože, kostí, mozgu, pľúc, prsníkov a gastrointestinálneho traktu. Vplyv žiarenia je podstatný pri počiatkových štádiách iniciácie tumorigenézy. V ďalších fázach žiarenie môže prispievať k rozvoju nádorov avšak tam je u buniek už vysoká genetická nestabilita a môžu sa vo väčšej miere objaviť spontánne mutácie, čím vznikajú klony nádorových buniek so zmenenými vlastnosťami.

Tabuľka 3.4 Najdôležitejšie rizikové faktory vzniku rakoviny

Faktor	Podiel	Rozsah
Fajčenie (aktívne + pasívne)	30	25 ÷ 40
Alkohol	3	2 ÷ 44
Výživa	35	10 ÷ 70
Škodliviny pracovného prostredia	4	2 ÷ 8
Sex a hygiena	7	1 ÷ 13
Genetická predispozícia	10	?
Znečistenie prostredia	2	1 ÷ 5
Vírusy, infekcie	10	1 ÷ ?
Lieky a medicína	1	0,5 ÷ 3
Slnéčné a ionizujúce žiarenie	3	2 ÷ 4
Konzervačné a iné látky v potravinách	10	1 ÷ ?

Zdroj: Liga proti rakovine SR

Dedičné účinky vznikajú ako výsledok ožiarovania gonád dávkami, ktoré pre daný organizmus nie sú nebezpečné. Môžu sa však prejavovať v ďalších generáciách ako dôsledok chybného odovzdávania informácie chromozómov od jednej generácie k druhej.

Ožiarovanie, podobne ako iné pôsobenie (napr. chemické), môže spôsobiť škodlivé zmeny (mutácie) v génoch, v chromozómovej štruktúre, alebo môže zmeniť normálny počet chromozómov. (V jadre ľudskej bunky je 23 párov chromozómov, ktoré obsahujú tisíce génov - nosičov informácií.)

Gény sú gigantické molekuly, z ktorých každá obsahuje asi 10^6 atómov. Podľa súčasných predstáv sú gény materiálnymi nosičmi dedičných znakov, určujú všetky črty a vlastnosti človeka. Vývoj človeka teda určuje okolie prostredie a genotyp.

Gény sú mimoriadne stabilné, nemenia sa a prenášajú sa z pokolenia na pokolenie. Občas v nich nastávajú molekulové zmeny, vzniká pozmenený typ, a táto zmena sa prenáša do ďalšieho pokolenia (prirodzené mutácie).

Pre **dedičné účinky** ožiarenia bol v ICRP 103 prijatý odhad rizika genetických ochorení pre prvé dve generácie $0,2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ pre celú populáciu a pre dospelých pracovníkov na $0,1 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$. Tieto hodnoty revidujú odhady rizika uvedené v ICRP 60 a zásadne ich znižujú, ako je uvedené i v tabuľke 2.4.

Z hodnoty celkového rizika na úrovni $5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ potom vychádzajú medzinárodné normy radiačnej bezpečnosti. Inými slovami limitnej hodnote ožiarenia obyvateľstva 1 mSv za rok zodpovedá pravdepodobnosť stochastických efektov $5 \cdot 10^{-5}$.

Pre **dedičné účinky** ožiarenia bol v ICRP 103 prijatý odhad rizika genetických ochorení pre prvé dve generácie $0,2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ pre celú populáciu a pre dospelých pracovníkov na $0,1 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$. Tieto hodnoty revidujú odhady rizika uvedené v ICRP 60 a zásadne ich znižujú, ako je uvedené i v tabuľke 3.5.

Tabuľka 3.5 Nominálne koeficienty rizika pre stochastické účinky ($\cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$) po ožiarení malým dávkovým príkonom

Ožiarená populácia	Rakovina		Dedičné účinky		Celkom	
	ICRP 103	ICRP 60	ICRP 103	ICRP 60	ICRP 103	ICRP 60
Celá populácia	5,5	6,0	0,2	1,3	5,7	7,3
Dospelí	4,1	4,8	0,1	0,8	4,2	5,6

Z hodnoty celkového rizika na úrovni $5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ potom vychádzajú medzinárodné normy radiačnej bezpečnosti. Inými slovami limitnej hodnote ožiarenia obyvateľstva 1 mSv za rok zodpovedá pravdepodobnosť stochastických efektov $5 \cdot 10^{-5}$.

3.4 Následky ožiarenia zárodku a plodu

Ľudský plod je počas vnútromaternicového vývoja (in-utero) najviac vnímavý na radiáciu v období orgánogenézy (8÷15 týždňov po počatí). Usudzuje sa, že na navodenie malformácií existuje dávkový prah 100 mSv a pod touto hodnotou sa riziká neočakávajú. Niektoré štúdie potvrdili existenciu prahu pre mentálnu retardáciu potomkov na 300 mSv, ďalšie údaje sa týkajú straty inteligencie na úrovni 25 bodov IQ na 1 Sv. Pre dávky na úrovni 10 mSv sa preto neočakávajú žiadne následky a vplyv na vývoj plodu je bezvýznamný, aj keď sa pre pokles IQ od veľkosti ožiarenia nedá vylúčiť bezprahový priebeh (očakávaná hodnota bude -0,25 bodu).

4. Zdroje žiarenia v jadrovej elektrárni

4.1 Jadrový reaktor ako zdroj žiarenia

Jadrový reaktor je zariadenie, v ktorom prebieha riadená reťazová reakcia delenia jadier, pričom kinetická energia štiepných produktov sa premieňa na teplo. Toto teplo unáša chladiace médium.

V podmienkach normálnej činnosti reaktora sú obsluhujúci pracovníci vystavení **vonkajšiemu** ožiareniu, a to žiarením β , žiarením γ a neutrónmi, pričom dominantnú úlohu má žiarenie γ , a ožiareniu **vnútornému** v dôsledku vdychovania rádioaktívnych aerosólov (najmä počas údržby a opráv).

V jadrovej elektrárni vznikajú rádioaktívne látky dvomi spôsobmi: je to **štiepenie jadrového paliva a aktivácia neutrónmi** (konštrukčných materiálov, paliva, prímiesí v chladiči, v moderátore, v palive a pod.). Prehľad najvýznamnejších aktivačných produktov je v tabuľke 4.1 a najvýznamnejších štiepných produktov v tabuľke 4.2.

Rádionuklidy, ktoré môžu významným spôsobom vplývať na biosféru, nazývame **biologicky významnými**. Spomedzi nich budeme venovať pozornosť iba tým, ktorých účinok je podstatný pri normálnom prevádzkovom režime práce jadrovej elektrárne. Pri tomto režime má dôležitú úlohu časové oneskorenie rádionuklidov pred ich vypustením do atmosféry, následkom čoho sa biologicky významné stačia rozpadnúť skôr ako sa do atmosféry dostanú. V havarijných situáciách je toto oneskorenie menšie, alebo nie je nijaké.

Neutrónové žiarenie v reaktore pozostáva z okamžitých a oneskorených neutrónov. Okamžité neutróny, ktoré sa uvoľňujú prakticky spolu so štiepnymi produktmi (asi po 10^{12} s po delení), tvoria viac ako 99% všetkých neutrónov delenia. Oneskorené neutróny, ktorých je menej ako 1% neutrónov delenia, sú emitované po určitom čase po delení (po minúte aj neskôr). Majú menšiu energiu (v priemere 0,5 MeV) a pri navrhovaní ochrany pred neutrónovým žiarením sa do úvahy neberú. Okamžité neutróny majú strednú energiu 5 MeV (maximum ich energetického spektra je pri 0,8 MeV), ich počet s energiou exponenciálne klesá až do energií 15 - 18 MeV.

Žiarenie γ aktívnej zóny reaktora sa skladá z okamžitých fotónov γ , vznikajúcich pri delení ^{235}U , ďalej z fotónov γ , emitovaných štiepnymi fragmentmi a produktmi ich rozpadu, a taktiež fotónmi γ , ktoré vznikajú zachytením tepelných neutrónov jadrovým palivom, chladičom a konštrukčnými materiálmi reaktora. Okrem toho v aktívnej zóne môžu vznikať fotóny γ pri nepružnom rozptyle rýchlych neutrónov, pri brzdení častíc β a pri vzniku rádioaktívnych izotopov pri absorpcii neutrónov jadrovým palivom. Tieto fotóny však v jadrovej elektrárni nemajú podstatnú úlohu.

Ak sa v aktívnej zóne nachádzajú látky, v ktorých môžu nastať reakcie typu (γ, n) , (napr. ťažká voda, berýlium), môžu vznikať tzv. fotoneutróny.

Väčšina okamžitých fotónov γ má energiu v rozpätí od 0,25 do 0,75 MeV. Ich úhrnná energia na jeden akt delenia je okolo 5 MeV.

Oneskorené fotóny γ , vyžarované fragmentmi delenia, pri výpočte ochrany ťažko brať do úvahy, pretože rozpadové produkty obsahujú veľké množstvo rádioaktívnych izotopov rozličnej aktivity, ktorá závisí od doby, počas ktorej reaktor pracuje, aj od doby jeho odstavenia.

Celková energia fragmentov v súvislosti so žiarením γ je 6 MeV na rozpad. Pre žiarenie β je to asi 5 MeV.

Záchytné žiarenie γ , ktoré vzniká v dôsledku záchytu neutrónu jadrom, má energiu do 10 MeV (závisí od väzbovej energie neutrónu s jadrom).

Energia uvoľnená pri štiepení:

Štiepnymi fragmentami	162 MeV
Okamžitými neutrónmi	5 MeV
Okamžitými fotónmi γ	5 MeV
Oneskorenými fotónmi γ - fragmentov	6 MeV
Časticami β - fragmentov	5 MeV
Záchytným žiarením γ	10 MeV

Spolu sa uvoľní 193 MeV, čo sa často zaokrúhľuje na 200 MeV.

Okrem hlavného zdroja žiarenia, aktívnej zóny reaktora, veľkú úlohu má žiarenie zo zdrojov, ktoré sa nachádzajú mimo aktívnej zóny. Patria k nim najmä zdroje žiarenia γ , ktoré vznikajú pri záchyťe neutrónov konštrukčným materiálom. Pri záchyťe neutrónu jadrom sa vytvárajú rádioaktívne nuklidy, ktoré sú potom zdrojom ionizujúceho žiarenia. Záchytné žiarenie γ vzniká z troch skupín jadier.

Do prvej skupiny patria jadrá ^9Be , ^{27}Al , ^{55}Mn , a ^{60}Ni , ktoré pri prechode do základného stavu vyžarujú fotóny s najväčšou energiou (6 - 8 MeV). Druhú skupinu tvoria jadrá ^{24}Mg , ^{14}N , ^{51}V , ^{53}Cr , ^{113}Cd a i., emitujúce fotóny kaskádovite so širokým spektrom energií. Tretia skupina emituje slabé žiarenie γ , alebo ich neemituje vôbec. Patria sem jadrá ^6Li , ^{10}B , a i.

Intenzita indukovanej aktivity A_i konštrukčného materiálu reaktora závisí od neutrónového toku, účinného prierezu absorbujúceho prostredia, polčasu premeny, energie a počtu fotónov γ , emitovaných rádioizotopmi. Môžeme ju vyjadriť vzťahom:

$$A_i = \left[1 - e^{-\lambda}\right] \cdot n \int_{E_1}^E \varphi(E) \sigma(E) dE \quad (4.1)$$

kde λ je konštanta premeny

n - počet jadier absorbátora v jednotke hmotnosti,

$\sigma(E)$ - účinný prierez aktivácie daného nuklidu neutrónmi s energiou E ,

$\varphi(E)dE$ - hustota toku neutrónov s energiou v intervale $(E, E+dE)$.

4.2 Zdroje žiarenia vznikajúce aktiváciou

Aktivačné produkty vznikajú pri aktivácii konštrukčných materiálov (produkty korózie), prímiesí v chladive, moderátore a samotného paliva. Aktiváciou paliva vzniká rad transuránových prvkov, ako Np, Pu, Am, Cm. Prítomnosť uvedených prvkov v jadrovopalivovom cykle komplikuje problém bezpečnej likvidácie rádioaktívnych odpadov.

Trícium vzniká v dôsledku aktivácie z deutéria, lítia a bóru. Deutérium sa nachádza vo vode (0,015%), lítium a bór ako prísada v chladive vo forme hydroxidu (na chemickú úpravu) a kyseliny boritej (absorbátor).

Zdrojom ^{14}C v jadrovom reaktore je reakcia $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$ (dusík je prímiesou paliva a chladiacej vody), $^{17}\text{O}(n,\alpha)^{14}\text{C}$ a $^{13}\text{C}(n,\gamma)^{14}\text{C}$. Množstvo vzniknutého ^{14}C v reaktoroch typu VVER sa odhaduje na 740 MBq až 1,1 GBq na MW_{el} ·rok. Najväčšiu indukovanú aktivitu vykazujú izotopy ^{24}Na , ^{28}Al , ^{51}Cr , ^{51}V , ^{56}Mn , ^{59}Fe , ^{60}Co a i.

Indukovanú aktivitu chladiva delíme na vlastnú aktivitu a aktivitu prímiesí. Pre vodu sú charakteristické nasledovné aktivačné reakcie:

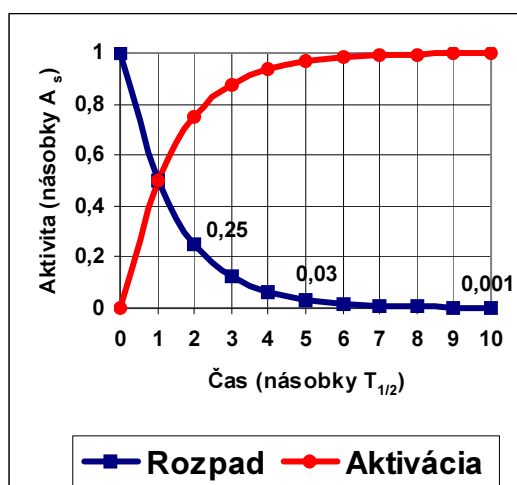


Výťažok posledných dvoch reakcií je veľmi malý preto ich pri výpočtoch radiačnej ochrany netreba uvažovať.

Reakcia $^{16}\text{O}(n,p)^{16}\text{N}$ nastáva účinkom rýchlych neutrónov. Vzniká rádioaktívny izotop ^{16}N , $T_{1/2}=7,4$ s, $E_\gamma = 6,13$ MeV a 7,1 MeV.

Reakcia $^{17}\text{O}(n, p)^{17}\text{N}$ taktiež nastáva účinkom rýchlych neutrónov. Vzniká β - aktívny ^{17}N , $T_{1/2}=4,1$ s, $E_{\beta} = 3,7$ MeV. Pri reakcii vyletujú aj neutróny s energiou 1 MeV.

Prírodný kyslík obsahuje 99,8% izotopu ^{16}O a 0,039% izotopu ^{17}O .



Obr. 4.1 Časový priebeh aktivácie a rozpadu rádioaktívnych látok

Aktivita prímiesí chladiwa je doplnkovým zdrojom žiarenia. Medzi prímiesy patria predovšetkým minerálne soli, najmä soli Na, primiešané plyny (Ar a i.), produkty korózie (oxidy Fe, Co, Ni, Cr a i.) a látky vznikajúce pri preplachovaní chladiaceho obvodu. Okrem toho do chladiaceho média sa môžu dostať aj štiepne fragmenty (Kr, Xe, I a i.).

Tab. 4.1 Prehľad najvýznamnejších aktivačných produktov

Indukovaná aktivita v materiáloch JE		
Chladio + moderátor - voda		
Vlastná aktivita	$^{16}\text{O}(n, p)^{16}\text{N}$ $T_{1/2}=7,4$ s emituje γ $^{17}\text{O}(n, p)^{17}\text{N}$ $T_{1/2}=4,1$ s emituje β a n $^{18}\text{O}(n, \gamma)^{19}\text{O}$ $^2\text{H}(n, \gamma)^3\text{H}$ $T_{1/2}=12,3$ r	99,8% 0,039%
Aktivita prímiesí	minerálne soli ^{24}Na , $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$, $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)^3\text{H}$ rozpustené plyny ^{41}Ar , $^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$ produkty korózie ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{56}Mn , ^{51}Cr ... štiepne produkty Kr, Xe, I	
Konštrukčné materiály		
$^{59}\text{Fe}(T_{1/2}=45\text{ d})$, $^{60}\text{Co}(T_{1/2}=5,3\text{ r})$, $^{54}\text{Mn}(T_{1/2}=312\text{ d})$, $^{51}\text{Cr}(T_{1/2}=28\text{ d})$, $^{58}\text{Co}(T_{1/2}=71\text{ d})$ $^{65}\text{Zn}(T_{1/2}=244\text{ d})$, $^{95}\text{Nb}(T_{1/2}=35\text{ d})$, $^{95}\text{Zr}(T_{1/2}=64\text{ d})$, $^{110}\text{Ag}(T_{1/2}=250\text{ d})$, $^{14}\text{C}(T_{1/2}=5730\text{ r})$		
Palivo		
Transuránové prvky	$^{237,239}\text{Np}$, $^{238-242}\text{Pu}$, $^{241, 243}\text{Am}$, $^{242, 244}\text{Cm}$	

Ako sme už spomenuli, v primárnom okruhu sa nachádzajú aj iné rádioaktívne látky. Sú to najmä zaktivované prímesi a produkty korózie. Vzniká aj umelá aktivita vzduchu, ktorý sa tam nachádza. Počas činnosti reaktora VVER aktivitu primárneho okruhu spôsobujú najmä izotopy ^{16}N (žiarenie γ) a ^{17}N (neutrónové žiarenie). Po odstavení reaktora hlavnú úlohu majú γ - žiariče produktov korózie (^{60}Co , ^{59}Fe a i.). Aktivita fragmentov vo vode reaktora typu VVER závisí od stupňa hermetickosti palivových článkov a dosahuje hladinu aktivity ^{16}N (približne 4 GBq/l) pri nehermetickosti 1%, čo spôsobujú najmä plyny (Xe).

4.3 Zdroje žiarenia vznikajúce pri štiepení

Štiepenie je náhodný proces, vzniká pri ňom mnoho rozličných fragmentov. Väčšina štiepných produktov (aj ich dcérskych produktov) sú rádioaktívne (najmä β - a γ - aktívne). Ich polčasy premeny sú rozličné (od zlomkov sekundy po desiatky rokov a viac).

Všetky štiepne produkty vznikajú v tabletkách jadrového paliva a prakticky ostávajú tam, keďže ich dolet je v tomto prostredí niekoľko mikrometrov, čo je oveľa menej, ako sú rozmery tabletiiek. Malá časť štiepných produktov sa dostáva difúziou do priestoru medzi tabletkami a obálkou palivového prútika. Cez hermetickú obálku môžu preniknúť do chladiva iba difúziou. Tento prenik je zanedbateľný, s výnimkou trícia, ktorý sa chemicky spája so zirkóniom (materiálom obálky). Prenik trícia cez takýto palivový článok nepredstavuje viac ako 1%. Cez obálku palivového prútika vyrobeného z nehrdzavejúcej ocele je prenik ^3H až 80%.

Ako sme už spomenuli, v praxi môžu mať niektoré palivové články v aktívnej zóne určité defekty, ktoré vznikajú v priebehu činnosti jadrovej elektrárne. Sú to mikrodefekty, cez ktoré difundujú plyné štiepne produkty, alebo väčšie trhliny, čím môže vznikáť priamy kontakt vody s palivom, v dôsledku čoho sa do vody môže dostať určité množstvo neprchavých produktov štiepenia alebo dokonca aj paliva.

Tabuľka. 4.2 Prehľad najvýznamnejších štiepných produktov

Biologicky najvýznamnejšie štiepne produkty				
Vzácne plyny	^{85}Kr	$T_{1/2}=10,8 \text{ r}$	^{133}Xe	$T_{1/2}=5,3 \text{ d}$
	^{87}Kr	$T_{1/2}=1,3 \text{ h}$	^{135}Xe	$T_{1/2}=9,2 \text{ h}$
	^{88}Kr	$T_{1/2}=2,8 \text{ h}$		
Prchavé látky	^{129}I	$T_{1/2}=1,6 \cdot 10^7 \text{ r}$	^{135}I	$T_{1/2}=6,7 \text{ h}$
	^{131}I	$T_{1/2}=8 \text{ d}$	^{134}Cs	$T_{1/2}=2,1 \text{ r}$
	^{133}I	$T_{1/2}=21 \text{ h}$	^{137}Cs	$T_{1/2}=30 \text{ r}$
Trícium	^3H	$T_{1/2}=12,3 \text{ r}$		
Neprchavé látky	^{140}La	$T_{1/2}=40,2 \text{ h}$	^{91}Y	$T_{1/2}=58 \text{ d}$
	^{89}Sr	$T_{1/2}=50 \text{ d}$	^{95}Nb	$T_{1/2}=35 \text{ d}$
	^{90}Sr	$T_{1/2}=28,5 \text{ r}$	^{103}Ru	$T_{1/2}=40 \text{ d}$
	^{140}Ba	$T_{1/2}=12,8 \text{ d}$	^{106}Ru	$T_{1/2}=1 \text{ r}$

V závislosti od fyzikálnochemických vlastností a podľa osobitostí správania v technologickom systéme jadrovej elektrárne delíme štiepne produkty do skupín ako je to uvedené v tabuľke 4.2:

1. vzácne plyny (Kr a Xe),
2. prchavé látky (I a Cs),
3. trícium (T),
4. neprchavé látky (La, Sr, Rb a i.).

Do každej skupiny (okrem tretej) patrí veľké množstvo rádionuklidov.

V tabuľke 4.3 nájdeme hodnoty rádioaktivity (GBq) zmesi produktov delenia ^{235}U v závislosti od dĺžky kampane reaktora a doby jeho odstavenia pre tepelný výkon 1 kW (krátkožijúce izotopy s $T_{1/2} < 2$ dni nie sú vzaté do úvahy).

Ak berieme do úvahy, že tepelný výkon sériovej jadrovej elektrárne s reaktorom typu VVER - 440 je $1,4 \cdot 10^6$ kW, z tabuľky zistíme, že na konci kampane (360 dní) sa v aktívnej zóne nahromadí aktivita $38,122 \cdot 10^{18}$ Bq.

Tabuľka 4.3 Rádioaktivita produktov delenia ^{235}U ($\times 10^{15}$ Bq/MW)

Odstavenie (dni)	Kampaň (dni)						
	60	120	150	200	360	720	∞
0	20,08	23,35	24,32	25,4	27,23	28,87	39,7
30	5,54	7,82	8,56	9,43	10,95	12,36	22,52
60	3,28	5,05	5,55	6,26	7,51	8,79	18,97
120	1,73	2,73	2,88	3,1	3,59	5,88	15,66
180	1,06	1,7	1,96	2,31	3,05	3,97	13,96
360	0,365	0,64454	0,77034	0,95793	1,42	2,06	11,78
720	0,145	0,26307	0,32523	0,40922	0,64898	1,02	10,37

V tabuľke 4.4 sú uvedené všetky spôsoby vzniku ^3H a vypočítané množstvo vzniknutého trícia v energetickom reaktore typu VVER.

Tabuľka 4.4. Spôsoby vzniku trícia a vypočítané množstvo

Zdroj	Aktivita, Bq·(MW _{el} ·rok) ⁻¹
Štiepenie paliva	$(6,66 - 7,4) \cdot 10^{11}$
Aktivácia $\text{D}(n, \gamma)\text{T}$	$3,7 \cdot 10^6$
Aktivácia $^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$	$7,4 \cdot 10^7$
Aktivácia $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)\text{T}$	$1,85 \cdot 10^{10}$

4.4 Ožiarovanie obyvateľstva v dôsledku exhalátov JE

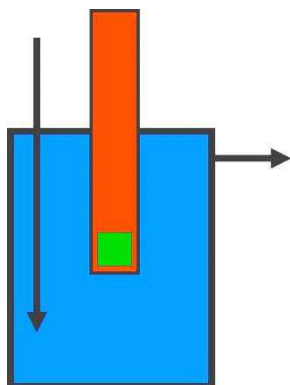
Exhaláty jadrovej elektrárne do životného prostredia spôsobujú jeho kontamináciu a tým vzniká možnosť ožiarovania obyvateľstva.

V praxi je meranie vplyvu JE v mnohých prípadoch ťažké a niekedy nemerateľné, pretože v dôsledku bezpečnostných opatrení (zadržiavanie rádioaktívnych látok v elektrárni a znižovanie možnosti ich úletu do biosféry) sú tieto dávky malé tak v absolútnej hodnote, ako aj v porovnaní s dávkami spôsobenými pozadím. Okrem toho pozadie silne kolíše v závislosti od lokality, čo značne sťažuje meranie dávok spôsobených elektrárnou.

Základom pre hodnotenie rádiologického vplyvu jadrových elektrární na životné prostredie je monitorovanie a bilancovanie výpustí rádioaktívnych látok (RAL) do atmosféry a hydrosféry. RAL prostredníctvom atmosféry a hydrosféry a ďalších článkov potravinových reťazcov sa môžu dostávať bezprostredne k jednotlivcom a celým skupinám obyvateľstva v okolí JE a spôsobiť vonkajšie ožiarovanie celého tela, alebo vnútorné ožiarovanie jednotlivých orgánov po vniknutí do organizmu inhaláciou, alebo ingesciou.

Bilancovanie vypúšťaných rádionuklidov do atmosféry sa vykonáva prostredníctvom monitorovania vo ventilačnom komíne (tzv. bilančné monitorovanie). Základom takéhoto monitorovania je rádiometer, ktorý umožňuje oddelené monitorovanie beta aktivity dlhožijúcich aerosólov, gama aktívneho jódu (^{131}I) a beta aktivity vzácnych plynov (napr. ^{41}Ar , ^{85}Kr , ^{133}Xe). Tento systém je vhodne doplnený odberom vzoriek vrátane odberu plynu do tlakových fliaš pre laboratórne merania niektorých rádionuklidov (^3H , ^{14}C) a pre rádiochemické a spektrometrické vyhodnotenie vypúšťaných rádionuklidov.

Rádionuklidy, uvoľňované do hydrosféry, sa bilancujú na základe analýzy vzoriek odobratých z kontrolných nádrží, v ktorých sa zhromažďujú tzv. nad bilančné vody určené na uvoľnenie do vodného recipientu. Vodné hospodárstvo je inak uzatvorené a žiadne iné odpadové vody ako vody z kontrolných nádrží sa do životného prostredia nemôžu dostať. Na výtoku odpadových vôd je v meracej stanici kontroly odpadových vôd inštalované monitorovanie kvapalných odpadov.



Monitor aktivity vypúšťaných odpadových vôd tvorí 15 l nádoba z nehrdzavejúcej ocele do ktorej odbočkou (bypass) vstupuje časť vypúšťanej vody a kontinuálne sa scintilačným detektorom meria odozva na gama žiarenie. Monitor sa kalibruje roztokom ^{137}Cs . Meria sa celková aktivita gama a na stanovenie nuklidovej aktivity treba doplnkové spektrometrické meranie, ktoré sa robí na zberných vzorkách, ktoré toto meradlo zabezpečuje.

Obr. 4.2 Principiálna schéma kontinuálneho monitora aktivity vôd (MR100, BAI9125)

Kvapalné odpady sú prostredníctvom podzemného potrubného systému odvádzané priamo do rieky (Hron v prípade Mochoviec, Váh a Dudváh v prípade Jasloských Bohunic). Monitorovaniu odpadových vôd, vypúšťaných z JE sa všeobecne pripisuje

prvoradý význam vo vzťahu k hodnoteniu JE na okolie. Tu sú kontrolované referenčné úrovne vypúšťaných vôd za hranice JE. Vypúšťané RN sú riedené iba vodou z JE (odluhy z chladiacich veží a pod.). RN vypustené do povrchových vôd sú ďalej riedené samotnou vodou recipientu, preto ich meranie je náročnejšie.

Pre vypúšťanie (uvoľňovanie) plyných a kvapalných rádioaktívnych látok do okolia JE do ŽP sú stanovené limity, cieľom ktorých je zabezpečiť, aby výpuste rádioaktívnych produktov (plynné a kvapalné) do okolia JE pri normálnej prevádzke a taktiež pri abnormálnych prevádzkových stavoch boli také, že vplyvom prevádzky JZ v celej lokalite nebude u jednotlivcov z obyvateľstva prekročená hodnota efektívnej dávky 0,250 mSv/rok.

Podmienky na uvádzanie plyných rádioaktívnych látok do ŽP ich vypúšťaním v exhalátoch ventilačným komínom zo zariadenia za normálnych prevádzkových podmienok ustanovuje povolenie Úradu verejného zdravotníctva SR. Toto rozhodnutie stanovuje podmienky prevádzky vrátane ročných limitov aktivity rádionuklidov v emisiách pre rádionuklidy vzácnych (inertných) plynov (napr. pre EMO12 hodnotu $4,1 \cdot 10^{15}$ Bq/rok), rádioizotopu jódu ^{131}I v celkovej plynnej a aerosólovej forme ($6,7 \cdot 10^{10}$ Bq/rok) a zmesi rádionuklidov (okrem ^{131}I) v aerosóle ($1,7 \cdot 10^{11}$ Bq/rok).

Monitorovanie množstva plyných rádioaktívnych výpustí sa robí meracím systémom umiestneným v komíne vzduchotechnického systému. Na bajpase ventilačného systému sú umiestnené meradlá aktivity vzácnych plynov (izotopy Kr, Xe a Ar), rádioaktívneho jódu, trícia a meradlá celkovej alfa a beta aktivity aerosólov. Pôvodným ruským systémom je Kalina, zobrazený na obrázku č. 4.3. Aktuálne sú vo všetkých jadrových zariadeniach na Slovensku už v prevádzke nové zariadenia od firiem Thermo alebo Berthold.

V súlade s platnými normami a predpismi sa účinok jadrových elektrární za normálnej prevádzky hodnotí jednak podľa maximálnej efektívnej dávky, ktorú môžu obdržať jednotlivé osoby spomedzi obyvateľstva mimo priestorov jadrovej elektrárne za rok, ako aj podľa kolektívnej efektívnej dávky celého regiónu (napr. v prípade EMO 1,2 mil. obyvateľov).



Obr. 4.3. Pohľad do meracej miestnosti plyných výpustí a systém Kalina

V praxi je meranie vplyvu JE v mnohých prípadoch ťažké a niekedy nemerateľné, pretože v dôsledku bezpečnostných opatrení (zadržiavanie rádioaktívnych látok v elektrárni a znižovanie možnosti ich úletu do biosféry) sú tieto dávky malé tak v absolútnej hodnote, ako aj v porovnaní s dávkami spôsobenými pozadím. Okrem

toho pozadie silne kolíše v závislosti od lokality, čo značne sťažuje meranie dávok spôsobených elektrárnou. Preto sa hodnoty ožiarenia stanovujú výpočtom. Vypočítané efektívne dávky sú dôsledkom oboch ako interných tak externých zdrojov, ktoré vznikajú pri emitovaní rádioaktívnych výpustí do vody a do vzduchu. Do úvahy sa pritom berú možné expozičné cesty hlavne ovzduším, poľnohospodárskymi produktmi a prírodninami používanými ako potrava. Riziko rakoviny resp. úmrtia sa počíta použitím koeficientov rizika vzniku rakoviny a dedičných ochorení pri ožiarení (ICRP 103) uvedených v tabuľke 4.5.

Tabuľka 4.5 Koeficienty rizika vzniku rakoviny a dedičných ochorení pri ožiarení (ICRP 103)

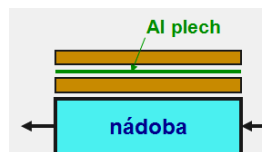
Tkanivo	Nominálny koeficient rizika rakoviny $\cdot 10^{-4} \text{Sv}^{-1}$	Nominálny koeficient rizika úmrtia $\cdot 10^{-4} \text{Sv}^{-1}$
Pažerák	15	13,1
Žalúdok	79	67,7
Hrubé črevo	65	47,9
Pečeň	30	26,6
Pľúca	114	90,3
Kosť	7	5,1
Koža	1000	4,0
Prsník	112	79,8
Semenník	11	9,9
Močový mechúr	43	16,7
Štítia žľaza	33	12,7
Kostná dreň	42	61,5
Ostatné orgány	144	113,5
Gonády (dedičné)	20	25,4
Celkom	1715	574



Obr. 4.3 Monitor jódu FHT 1700. Vzduch sa presáva cez marinelliho nádobu, kde je jód zachytávaný na absorbátore, ktorým je nádoba naplnená. Detektorom gama žiarenia je scintilačný kryštál napojený na spektrometrický analyzátor.



Obr. 4.4 Monitor aerosólov. Vzduch sa presáva cez filtračnú pásku, kde sú aerosóly zachytené. Na detekciu alfa a beta žiarenia sa používa kremíkový detektor typu PIPS alebo scintilačný detektor ZnS+plastik.



Obr. 4.5 Schéma zobrazuje usporiadanie detektorov voči meracej nádobe, ktorou prechádza meraný plyn. Dva veľkoplošné detektory beta, jeden hlavný a druhý kompenzačný, sú oddelené hliníkovým plechom.



Modernejší spôsob merania predstavuje plynová marinelliho nádoba v kombinácii s HPGe gama spektrometrom. Objem nádoby meradla na obrázku je 12L a pracovný tlak 1,2 MPa.

Pre jadrovú elektrárňu Mochovce sa v rámci dostavby MO34 urobila pre účely procesu hodnotenia dopadov na životné prostredie (EIA) analýza dávok na obyvateľov v okolí elektrárne. Maximálna ročná efektívna dávka pre obyvateľov vypočítaná modelovaním pre normálnu prevádzku 4 reaktorov je 0,215 $\mu\text{Sv/rok}$ (z údajov výpustí EMO12 pre rok 2006). Výsledky výpočtov udávajú pre rok 2007 0,259 $\mu\text{Sv/rok}$ a pre rok 2008 0,295 $\mu\text{Sv/rok}$. Aktuálny limit je 250 $\mu\text{Sv/rok}$, z toho považujeme radiačný vplyv normálnej prevádzky za zanedbateľný. Hodnota kolektívnej efektívnej dávky (KED) pre celý región (1 200 000) obyvateľov je 10,7 man·mSv pre rok 2006, 16,7 man·mSv pre rok 2007 a 18,7 man·mSv pre rok 2008.

Pri výpočte dávok u obyvateľstva sa vychádza z nasledujúcich údajov:

1. údaje o množstve vzácných rádioaktívnych plynov v úlete z jadrovej elektrárne (tabuľka 4.5),
2. meteorologické údaje - stredná rýchlosť vetra, koeficienty turbulentnej difúzie v rozličných vzdialenostiach od jadrovej elektrárne, výška vetracieho komína (100 m),
3. hustota osídlenia v okolí jadrovej elektrárne v okruhu 1000 km - 50 obyv./km²,
4. parameter rizika úmrtia v dôsledku zhubných nádorov a genetických následkov podľa tabuľky 4.5.

Nominálny koeficient rizika úmrtia berie do úvahy súčiniteľ mortality pri danom ochorení a zníženia kvality života a súčiniteľ obmedzenia osobnej slobody. V tabuľke 4.5 koeficient r znamená priemernú individuálnu pravdepodobnosť úmrtia v dôsledku ožiarenia vzhľadom na dávkový ekvivalent 1 Sv. Z tabuľky 4.5 vyplýva, že parameter rizika úmrtia pri rovnomernom ožiarení celého tela je $5,5 \cdot 10^{-2} \cdot \text{Sv}^{-1}$ v dôsledku karcinogénnych efektov a $0,2 \cdot 10^{-2} \cdot \text{Sv}^{-1}$ v dôsledku genetických efektov. Celkový parameter rizika je $5,7 \cdot 10^{-2} \cdot \text{Sv}^{-1}$.

Tabuľka 4.5 Podiel rádioaktívnych plynov v úlete z jadrovej elektrárne

Nuklid	Relatívne množstvo (%)	
	VVER	RBMK
⁴¹ Ar	0,2	0,3
⁸⁵ Kr	6,0	0,7
^{85m} Kr	5,4	6,6
⁸⁷ Kr	1,0	13,4
⁸⁸ Kr	2,2	18,6
¹³³ Xe	72,0	35,2
¹³⁵ Xe	13,2	25,4

Tabuľka 4.6 Hodnoty vypočítaných dávok u obyvateľstva v okolí JE

Rozsah oblasti (km)	Vnútorne ožiarenie orgánov Ekvivalentná dávka v tkanive, 10^{-8} Sv/rok							Vonkajšie ožiarenie E_{ex}	E 10^{-8} Sv/rok
	Prúca	Zažívaci trakt	Kostra	Kostná dreň	Štítna žľaza	Go-nády	E_{in}		
1 - 10	4,00	5,90	1,20	19,00	6,80	2,60	5,40	2,50	7,90
10 - 50	0,71	0,92	0,19	3,20	0,85	0,42	0,84	0,24	1,10
50 - 100	0,24	0,32	0,08	1,30	0,27	0,18	0,30	0,06	0,36
199 - 1000	0,03	0,05	0,01	0,16	0,02	0,02	0,04	$4,2 \cdot 10^{-3}$	0,044

V súvislosti s bezprahovou lineárnou koncepciou pri známej efektívnej dávke E bude teda individuálna pravdepodobnosť úmrtia (riziko úmrtia) R vyjadrená vzťahom

$$R = r \cdot E \quad (4.2)$$

Účinok dlhodobého chronického ožarovania pri konštantnom príkone ekvivalentnej dávky $\dot{H}$ (napr. pri ožarovaní prírodným pozadím) je vhodné opisovať nie úplnou pravdepodobnosťou smrti R , ale "príkonom" pravdepodobnosti $\dot{R}$, teda pravdepodobnosťou, alebo rizikom vzťahnutým na jednotku času:

$$\dot{R} = r \cdot \dot{H} \quad (4.3)$$

resp. pre efektívnu dávku

$$\dot{R} = r \cdot \dot{E} \quad (4.4)$$

Zo vzťahu (4.4) vyplýva, že priemerné individuálne riziko úmrtia za rok následkom ožarovania prírodným pozadím (asi $1 \cdot 10^{-3}$ Sv/rok) bude $5,7 \cdot 10^{-5}$. Pre porovnanie uvedieme, že priemerné individuálne riziko úmrtia za rok v dôsledku rakovinových ochorení bolo stanovené na hodnotu 10^{-3} .

Iným príkladom použitia vzťahu (4.4) môže byť riziko úmrtia na rakovinové ochorenie v okolí jadrovej elektrárne. Z tabuľky 4.6 zoberieme efektívnu dávku pre obyvateľstvo v najbližšom okolí JE $7,9 \cdot 10^{-8}$ Sv/rok. Tejto dávke bude zodpovedať riziko úmrtia:

$$\dot{R} = 5,7 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1} \cdot 7,9 \cdot 10^{-8} \text{ Sv} \cdot \text{rok}^{-1} = 4,5 \cdot 10^{-9} \cdot \text{rok}^{-1}.$$

4.5 Monitorovanie ožiarovania pracovníkov. Operačné veličiny.

Jadrové elektrárne sú pracoviská s vymedzeným kontrolovaným pásom a tu musí byť zabezpečené osobné monitorovanie v plnom rozsahu. Pred začiatkom prác sa v pracovných priestoroch urobí vyhodnotenie radiačnej situácie a odhad dávok v čase naplánovaných činností. Dávky sú sledované a vyhodnocované po ukončení každej činnosti. Organizačne sa kontrola zabezpečuje prostredníctvom R-príkazov. Pracovníci vstupujúci do kontrolovaného pásma musia byť vždy vybavení operatívnym dozimetrom. Operatívnym dozimetrom je najčastejšie elektronický dozimeter, náhradným TLD alebo aj filmový dozimeter pre prípad výpadku elektronického systému.

Monitorovanie vonkajšieho ožiarovania sa za normálnych podmienok uskutočňuje osobnými dozimetrami a na základe údajov monitorov pracovného prostredia. Osobné dozimetre sú kalibrované tak, aby veličina, ktorú namerajú čo najlepšie zodpovedala veličine, v ktorej sa limituje ožiarovanie. Na tento účel môžu byť použité odvodené limity, vyjadrené v lepšie merateľných veličinách ako je efektívna dávka.

Osobné dozimetre sa bežne nosia na referenčnom mieste, ktorým je ľavá predná strana hrudníka. V osobitných prípadoch sa môže nosiť na inej časti tela, napr. v prípade vodiča, ktorý má náklad za sebou sa môže umiestniť na chrbát, pri práci s rádioaktívnym materiálom rukami môže byť vo forme prsteňa, ak sa predpokladá ožiarovanie očnej šošovky môže sa umiestniť dozimeter na čapicu v blízkosti očí a pod.

Osobné dozimetre merajú veličiny: osobný dávkový ekvivalent $H_p(d)$, smerový dávkový ekvivalent $H'(d, \Omega)$ a priestorový dávkový ekvivalent $H^*(d)$. Tieto sa nazývajú aj operačné alebo prevádzkové veličiny.

Osobný dávkový ekvivalent $H_p(d)$ je dávkový ekvivalent v mäkkých tkanivách v hĺbke d pod stanoveným bodom tela.

Jeho jednotkou je **sievert [Sv]**.

V osobnej dozimetrii sa používa:

$H_p(10)$ - pre odhad efektívnej dávky E

$H_p(0,07)$ - pre odhad ekvivalentnej dávky na kožu

$H_p(3)$ - pre odhad ekvivalentnej dávky v očnej šošovke

Na monitorovanie prostredia sa používajú:

Priestorový dávkový ekvivalent $H^*(d)$ je dávkový ekvivalent v bode radiačného poľa, ktorý by bol vytvorený zodpovedajúcim rozšíreným a usporiadaným poľom v ICRU sfére v hĺbke d na polomere, ktorý je opačný ako smer poľa. Jeho jednotkou je sievert. Hodnota **$H^*(10)$** predstavuje dávkový ekvivalent v hĺbke 10 mm ICRU gule a slúži ako odhad ekvivalentnej dávky u osoby, vyskytujúcej sa v meranom priestore, v hĺbke 10 mm.

Pre **smerový dávkový ekvivalent $H'(d, \Omega)$** treba špecifikovať smer Ω , teda uhol pod ktorým je meraný objekt otočený k smeru poľa ionizujúceho žiarenia.

Voľba osobného dozimetra závisí od druhu meraného žiarenia a od toho aká dozimetrická informácia sa vyžaduje. V praxi sa potom používajú:

- **dozimetre fotónov** - dávajú informáciu o hodnote $H_p(10)$ v poliach žiarenia X a gama,
- **dozimetre beta a gama žiarenia** - dávajú súčasne informáciu o hodnotách $H_p(0,07)$ i $H_p(10)$
- **komplexné dozimetre pracujúce na diskriminačnom princípe** - dávajú informáciu nielen o hodnotách $H_p(0,07)$ i $H_p(10)$ ale aj o type žiarenia, jeho efektívnej energii prípadne o orientácii osoby v poli žiarenia a pod. Používajú sa na meranie gama, beta i neutrónov.
- **dozimetre neutrónov** - dávajú informáciu o hodnote $H_p(10)$ v poliach žiarenia neutrónov. Kalibrácia neutrónových dozimetrov závisí od energetického spektra neutrónov na pracovnom mieste.
- **dozimetre extrémít** - dávajú informácie o uhlovej distribúcii radiačného poľa a o veľkosti ožiarenia (dávky) danej časti tela (napr. rúk).

V radiačných poliach, kde je dominujúcou zložkou žiarenie gama, postačuje meranie veličiny $H_p(10)$ pomocou jednoduchého osobného dozimetra. V súčasnosti sa používajú termoluminiscenčné, fotoluminiscenčné alebo ešte stále filmové dozimetre. Pri meraní polí so slabo a silno prenikavou zložkou žiarenia (beta + gama) sa používajú filmové dozimetre so zostavou absorpčných filtrov na meranie $H_p(0,07)$ i $H_p(10)$ alebo viaczložkové TLD. Na meranie neutrónov sa používajú albedo dozimetre alebo stopové dozimetre.

S vývojom miniaturizácie elektroniky a jej ekonomickou dostupnosťou sa začali presadzovať **elektronické osobné dozimetre**. Spravidla pracujú na báze GM detektorov či polovodičových kremíkových detektorov. Vhodne zvolené kremíkové diódy s vhodnou energetickou závislosťou môžu byť použité na meranie viacerých veličín: $H_p(10)$, $H_p(0,07)$ oddelene pre gama a beta žiarenie. Výhodou elektronických dozimetrov je, že sa vyhotovujú ako signálne a dajú sa použiť na meranie dávky a dávkového príkonu.

Požadovaná presnosť merania osobným dozimetrom podľa odporúčaní ICRP je pre veličiny E resp. H_T v rozpätí -33% až +50% (95% interval spoľahlivosti - 2σ).

Spôsob **monitorovanie vnútornej kontaminácie** závisí od druhu a celkovej aktivity rádionuklidov, ich fyzikálnej a chemickej formy, druhu umiestnenia, od pracovných podmienok a uskutočňovaných činností. Vnútna kontaminácia sa môže monitorovať meraním aktivity rádionuklidov v tele alebo v orgáne celotelovým počítačom (priame in vivo merania) alebo jednoduchším zariadením na meranie rádionuklidov v exkrétoch (napr. trícia v moči). Jednoduchým a rozšíreným meraním je stanovenie rádiojódu v štítnej žľaze. Ďalšou možnosťou je meranie ovzdušia v pracovnom prostredí. Aktivity získané meraním sa potom prevádzajú na úvahy efektívnej dávky alebo na úvahy ekvivalentnej dávky pomocou modelov. Na základe merania obsahu rádionuklidov v ovzduší sa stanovuje príjem rádionuklidov inhaláciou.

Vnútné ožiarenie považujeme za viac nebezpečné, pretože niektoré orgány (tzv. kritické orgány) prednostne akumulujú určité nuklidy (napr. štítna žľaza absorbuje asi 20% do organizmu vstupujúceho jódu, hoci jej hmotnosť je iba 0,05% celkovej hmotnosti ľudského tela). Prijaté rádionuklidy potom odovzdávajú svoju energiu relatívne malému objemu tela. Ďalšou príčinou nebezpečnosti vnútorného ožiarenia je skutočnosť, že tieto nuklidy sa určitý čas zdržujú v organizme, čím sa doba ožarovania predlžuje.

Ak predpokladáme, že vylučovanie rádioaktívnych látok z ľudského organizmu sa deje podľa exponenciálneho zákona, ktorý charakterizuje konštanta λ_b , účinnú rýchlosť ubúdania rádioaktívneho nuklidu bude charakterizovať účinná konštanta vylučovania $\lambda_{úč} = \lambda_b + \lambda$, kde λ je konštanta premeny rádioaktívnej látky.

Účinný polčas vylučovania rádioaktívnej látky z ľudského organizmu potom vyjadríme vzťahom

$$T_{úč} = \frac{T_b T_{1/2}}{T_b + T_{1/2}} \quad (4.5)$$

V porovnaní s vonkajším ožiarением sú vysoko-ionizujúce častice α pri vnútornom ožiarení oveľa nebezpečnejšie.

Rádioaktívne látky vnikajú do organizmu tromi cestami: cez dýchacie ústrojenstvo (inhaláciou), cez zažívací trakt (ingesciou) a cez kožu (túto zložku uvažujeme najmä pri jej poranení). Dostávajú sa najprv do krvi, potom sú rozptýlené v celom organizme, prípadne sa usadia prednostne v kritických orgánoch. Najnebezpečnejšia je prvá cesta, pretože v priebehu pracovnej zmeny vdýchne človek asi 10 m^3 vzduchu (za 24 hodín 20 m^3), kým vody prijíma organizmus denne asi 2,2 l. Vniknutie rádionuklidov cez nepoškodenú pokožku je oveľa pomalší, ako cez zažívacie ústrojenstvo. Výnimkou je oxid trícia, niektoré zlúčeniny uránu a izotopy jódu, ktoré cez kožu prenikajú ľahko.

Účinný polčas vylučovania býva niekoľko dní (^3H , ^{14}C , ^{24}Na), avšak môže sa približovať k nekonečnu (^{90}Sr , ^{239}Pu).

Podľa toho, kde sa nuklidy usadzujú, rozoznávame tri skupiny: v kostiach sa prednostne usadzujú napr. ^{45}Ca , ^{90}Sr , ^{239}Pu a i., v pečeni ^{210}La , ^{144}Ce a v celom tele ^3H , ^{14}C , ^{137}Cs a i.

Rádionuklidy, ktoré vnikli do organizmu, spôsobujú jeho poškodenie podobne ako pri vonkajšom ožiarení. Môže nastať hypoplastická anémia, pneumoskleróza, hepatída, leukóza a nádory rôznych orgánov.

Ochrana proti žiareniu nuklidov, ktoré do organizmu vnikli, je obtiažna. V podstate možno iba čiastočne urýchliť ich vylučovanie z organizmu, prípadne zabrániť ich usadzovaniu.

Na zníženie nebezpečenstva vnútorného ožiarenia sa robia tieto opatrenia:

1.) Mechanické odstraňovanie nuklidov napr. opakovaným výplachom žalúdka, prípadne črevného traktu. V prípade izotopov ^{24}Na , ^{137}Cs a ^3H sa používa metóda izotopového riedenia.

2.) Urýchlenie vylučovania metódou zámeny - pre ^{266}Ra , ^{90}Sr , ^{140}Ba sa používajú zlúčeniny bária a vápnika, pre $^{131-135}\text{I}$ sa používa jeho stabilný analóg (roztok alebo tabletky), alebo jodid draselný.

Záverom možno konštatovať nasledovné:

1.) Človek okamžite nepocíti účinok žiarenia, môže sa spoľahnúť iba na údaje dozimetrických prístrojov.

2.) Príznaky zasiahnutia organizmu sa objavujú až po určitom čase.

3.) Ak je vstup rádioaktívnych látok do organizmu systematický, alebo je organizmus vystavený systematickému účinku žiarenia (hoci malým dávkam), nastáva kumulácia dávok, čo vedie k vzniku choroby z ožiarenia.

4.6 Koncepcia zdôvodniteľného rizika pri využívaní jadrovej energie.

Jedným z možných prístupov k zhodnoteniu škodlivých účinkov žiarenia na pracovníkov v jadrovej energetike, ako aj na obyvateľstvo, je porovnanie rizika pri práci v tejto oblasti s rizikom pri vykonávaní iných povolání. Pri porovnávaní treba mať na zreteli aj prínos pri využívaní jadrovej energie, pretože jadrové elektrárne sú v súčasnosti jedinou serióznou alternatívou riešenia vznikajúceho energetického deficitu.

Porovnajte pracovné riziko pri práci s ionizujúcim žiarením s pracovným rizikom vykonávania tých povolání, ktoré môžeme považovať za úplne bezpečné. Najúčelnejšie sa javí porovnať počet smrteľných prípadov. V tabuľke 5.8 sú údaje o počte úmrtí na milión zamestnancov v rozličných zamestnaniach v USA a vo Veľkej Británii.

Podľa štatistických údajov riziko úmrtia obyvateľstva priemyselných krajín je v rozmedzí 10^{-3} až 10^{-5} za rok (doprava 10^{-3} , požiare a účinok teplární $2 \cdot 10^{-5}$, fajčenie $5 \cdot 10^{-4}$, samovraždy $3 \cdot 10^{-4}$ atď.). Ako sme spomínali, riziko rakoviny so smrteľným účinkom sa považuje 10^{-3} .

Ak sa budeme orientovať na chemický priemysel, môžeme pripustiť riziko úmrtia max. 100 prípadov na 10^6 pracovníkov zamestnaných v atómovom priemysle, t.j. riziko bude $10^{-4} \text{ rok}^{-1} \text{ man}^{-1}$. Možno predpokladať, že 90% uvedených prípadov bude spojených s neradiačnými príčinami. Radiačné riziko sa teda zníži na 10^{-5} za rok na osobu. Pre obyvateľstvo má byť toto riziko o rád nižšie, teda $10^{-6} \text{ rok}^{-1} \text{ man}^{-1}$.

Pre obyčajného občana spomínané riziko 10^{-6} nemá psychologický význam - môže o ňom vedieť, ale predpokladá, že neohrozuje práve jeho. Keďže jednotliví občania sú v každodennom živote vystavení riziku desaťnásobne väčšiemu ako v priemere ostatné obyvateľstvo, možno za prijateľné riziko považovať pre obmedzenú časť obyvateľstva hodnotu $10^{-5} \text{ rok}^{-1} \text{ man}^{-1}$, čo je porovnateľné s rizikom úmrtia v dôsledku exhalátov uhoľných elektrární.

Tabuľka 4.8 Pracovné riziko vykonávania niektorých povolání

Odvetvie, činnosť	Počet smrteľných prípadov $10^{-5} \cdot \text{rok}^{-1}$	Riziko úmrtia $\text{rok}^{-1} \cdot \text{man}^{-1}$
Odevný a obuvnícky priemysel	1 - 10	$10^{-6} - 10^{-5}$
Textilný, papierenský, polygrafický, lesný a chemický priemysel	10 - 10^2	$10^{-5} - 10^{-4}$
Metalurgický, lodiarsky, stavebný a uhoľný priemysel	$10^2 - 10^3$	$10^{-4} - 10^{-3}$
Posádky rybárskych lodí a lietadiel	$10^3 - 10^4$	$10^{-3} - 10^{-2}$

Napriek tomu pri uvažovaní rizika z ionizujúceho žiarenia by sa mali porovnávať ukazovatele, ktoré majú rovnakú podstatu, teda frekvenciu onkologických ochorení.

Ako sme už spomínali, počet ochorení na leukémiu Japoncov (ľubovoľného veku), ktorí prežili atómové bombardovanie je 50 prípadov na $S_k = 10^4 \text{ man} \cdot \text{Sv}$. Riziko pre dospelé obyvateľstvo bolo 70 prípadov na $10^4 \text{ man} \cdot \text{Sv}$. Ak zaokrúhlime túto hodnotu (smerom nahor) na 100 prípadov úmrtí na všetky druhy rakoviny (vrátane leukémie), bude to päťnásobne väčšia hodnota, ako bolo uvedené v prvých publikáciách ICRP.

Za tohto predpokladu parameter rizika z ožiarenia veľkej skupiny obyvateľstva $r = 10^{-2} \text{ man}^{-1} \cdot \text{Sv}^{-1}$. Ak vezmeme navrhnutú vyššiu hodnotu rizika $10^{-6} \text{ rok}^{-1} \text{ man}^{-1}$, dostaneme, že kolektívny dávkový ekvivalent pre obyvateľstvo by nemal prevýšiť hodnotu $10^2 \text{ man} \cdot \text{Sv} \cdot \text{rok}^{-1}$ a pre ohraničenú nevelikú skupinu $10^3 \text{ man} \cdot \text{Sv} \cdot \text{rok}^{-1}$. (Pri tomto odhade sme použili vzťahy (4.2), (4.3) a (4.4).)

Ak uvážime, že limitná ročná hodnota pre efektívnu dávku na obyvateľa je $0,25 \text{ mSv} \cdot \text{rok}^{-1}$, z hodnoty kolektívnej efektívnej dávky $S_k = 10^2 \text{ man} \cdot \text{Sv}$ vyplynie, že v tomto obvode môže bývať asi 200 000 obyvateľov. Skutočné namerané hodnoty sú však $0,02 \text{ mSv} \cdot \text{rok}^{-1}$, z čoho vyplýva, že by tam mohlo bývať $5 \cdot 10^6$ obyvateľov.

Možno povedať, že:

1. uvedené úvahy o efektívnych a ekvivalentných dávkach sú hornou hranicou reálnych dávok z exhalátov jadrových elektrární pracujúcich v normálnom režime,
2. ožiarenie obyvateľstva v dôsledku exhalátov jadrových elektrární je malé v porovnaní s hygienickými normami a v porovnaní s prírodným pozadím.

5. Detekcia a meranie ionizujúceho žiarenia

5.1 Základné procesy detekcie žiarenia

Kontrolné a meracie prístrojové vybavenie jadrovej elektrárne je určené buď priamo na riadenie a optimalizáciu činnosti reaktora, alebo na zabezpečenie ochrany obsluhujúcich pracovníkov a na ochranu životného prostredia v okolí jadrovej elektrárne. Pretože hlavným procesom, pri ktorom dochádza k uvoľneniu jadrovej energie, je štiepna reťazová reakcia, ktorá je sprevádzaná vznikom ionizujúceho žiarenia, súvisí veľká časť prístrojového vybavenia s problematikou detekcie a registrácie ionizujúceho žiarenia.

Princípom detekcie každého druhu žiarenia je jeho interakcia s materiálom detektora, ktorý musí byť skonštruovaný tak, aby účinkom žiarenia v ňom vznikol dostatočný počet detekovateľných druhotných javov. Základné mechanizmy používané pri detekcii žiarenia sú uvedené v tabuľke 5.1.

Tab. 5.1. Charakteristika základných procesov pri detekcii žiarenia

Mechanizmus	Použitie	Typ zariadenia	Typ detektora
Ionizácia IŽ môže priamo (α, β) alebo nepriamo (γ, X, n) ionizovať prostredie detektora	Monitorovanie radiácie	1. Ionizačné komory 2. Proporcionálne p. 3. GM počítače 4. Polovodičové det.	1. plynne 2. plynne 3. plynne 4. pevná látka
Scintilácia Záblesky svetla pri deexcitácii atómov v detekčnom kryštále sú konvertované na elektrický signál vo fotonásobiči.	Monitorovanie radiácie	scintilačné detektory	kryštál alebo tekutá látka
Termoluminiscencia Elektróny sú v TLD kryštáloch zachytené v pasciach po excitácii žiarením. Vyslobodenie z pasce sa deje prostredníctvom dodania tepla za emisie fotónov svetla, ktoré sa registrujú fotonásobičom.	Osobná dozimetria	TLD dozimeter	kryštál
Chemické reakcie Žiarenie môže spôsobiť resp. urýchliť niektoré chemické reakcie. Vyhodnotenie chemických zmien môže dať informáciu o absorbovanej dávke.	Osobná dozimetria	fotografický film	fotoemulzia
Ohrev Ionizujúce žiarenie pri interakcii odovzdáva energiu absorpčnému prostrediu, ktorá za tým zohrieva. Ohrev je proporcionálny absorbovanej dávke.	Kalibrácia meracích prístrojov a štandardov	kalorimeter	tekutá alebo pevná látka
Biologické zmeny Žiarenie spôsobuje zmeny v biologickom tkanive (frekvencia chromozómových aberácií), ktoré môžu byť za určitých okolností využité na určenie dávky	Havarijné situácie	biologické tkanivo	biologické tkanivo

Pre rôzne druhy žiarenia sú typické rôzne procesy interakcie s látkou a tým aj mechanizmov ionizácie, ktorá je základným procesom využívaným v dozimetrii. Prehľad základných procesov pri detekcii žiarenia je uvedený v tabuľke 5.2. Z tabuľky je zrejmé čím sa líšia jednotlivé druhy žiarenie z pohľadu ich detekcie: na detekciu neutrónov sa využívajú jadrové procesy, na detekciu α , β a γ žiarenia procesy s atómom resp. molekulou alebo priamo s ich elektrónovým obalom.

Tab. 6.2. Prehľad základných procesov pri detekcii žiarenia

Primárne častice	Proces interakcie	Nabité priamo ionizujúce častice
α - častice	ionizácia a excitácia Coulombovskými silami	primárne častice a sekundárne elektróny
β - častice	ionizácia a excitácia Coulombovskými silami	primárne a sekundárne elektróny
	emisie brzdného žiarenia	elektróny z interakcie brzdného žiarenia
fotóny γ a X	fotoelektrický jav	fotoelektróny
	Comptonov rozptyl	Comptonove elektróny
	tvorba párov e^- a e^+	vzniknuté páry e^- a e^+
	koherentný rozptyl	-
	fotojadrová reakcia	produkty reakcie
neutróny	pružný rozptyl	odrazené jadrá (ľahké)
	nepružný rozptyl	odrazené jadrá a elektróny po interakcii vzniknutých fotónov
	radiačný záchyt (n, γ)	elektróny po interakcii vzniknutých fotónov
	jadrové reakcie (n, α), (n, p)...	nabité produkty reakcií
	štiepenie jadier	štiepne fragmenty

5.2 Detektory používané v jadrovej energetike

Detektory v jadrovej energetike delíme do dvoch skupín. Do prvej skupiny patria detektory, ktoré sú potrebné na riadenie a kontrolu činnosti reaktora. Druhú skupinu tvoria detektory, ktoré kontrolujú úroveň zamorenia okolitého prostredia, systému odvodu tepla, obsluhujúcich pracovníkov, materiálu a pod.

Prvá skupina detektorov kontroluje a podáva informácie predovšetkým o výkone a jeho rozložení v aktívnej zóne reaktora, informuje o stupni vyhorenia paliva a dáva signál pre havarijné zariadenia.

Druhá skupina detektorov meria aktivitu alebo dávku spojenú s kontamináciou chladiča cirkulujúceho v primárnom a sekundárnom okruhu, registruje úroveň zamorenia vzduchu v pracovných priestoroch a v okolí reaktora a meria dávky, ktorým sú obsluhujúci pracovníci vystavení.

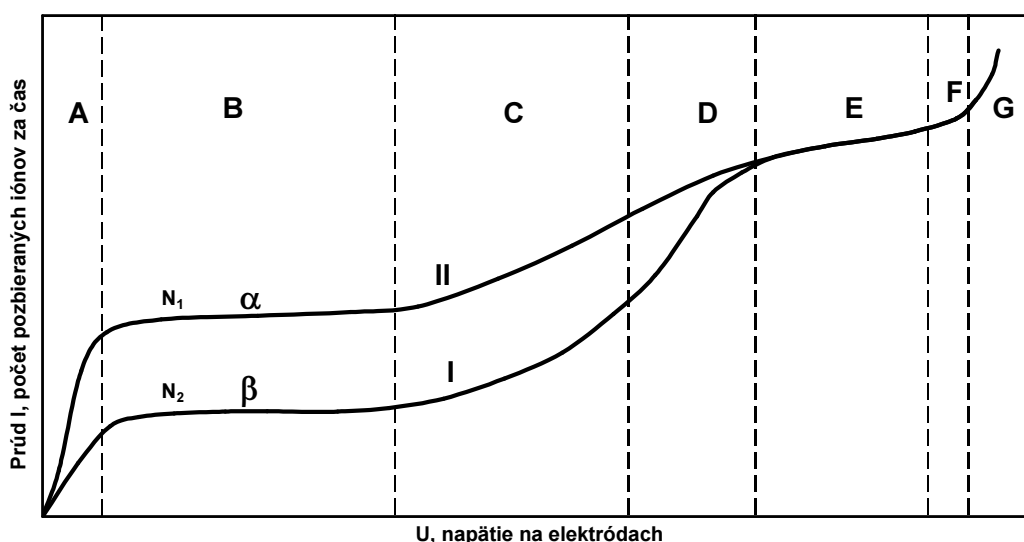
Detektory prvej skupiny sledujú predovšetkým neutrónové žiarenie. Druhá skupina detektorov musí sledovať prakticky všetky druhy žiarenia, ktoré sa pri činnosti reaktora vyskytujú. Musia byť oveľa citlivejšie a presnejšie a musia rozlišovať druh žiarenia a jeho energiu. Na ich umiestnenie nie sú také požiadavky ako pri detektoroch prvej skupiny, ktoré sú vo väčšine prípadov vnútri aktívnej zóny.

Pre zabezpečenie kontroly obsluhujúcich pracovníkov je potrebné poznať dávku, ktorú ľudský organizmus dostal za určité obdobie (jednorazovo, za pracovnú zmenu, za týždeň, mesiac a pod.). Detektory používané v osobnej dozimetrii musia byť malé, ľahké a dostatočne presné. Musia merať dávku žiarenia, ktorá môže poškodiť ľudský organizmus, teda v podstate dávku neutrónov a dávku spôsobenú žiarením γ a žiarením β . Dozimetre sa pridelujú každému pracovníkovi, ktorý môže prísť do styku s ionizujúcim žiarením, a pravidelne sa vyhodnocujú.

5.3 Plynové detektory

Väčšina detektorov využíva schopnosť žiarenia vytvárať kladné a záporné ióny pri prechode prostredím. Ak do uzavretého priestoru umiestnime vhodný plyn a elektródy, ku ktorým pripojíme elektrické napätie, budú sa ióny pohybovať smerom k príslušným elektródam. Vo vonkajšom obvode vznikne prúd, ktorého veľkosť bude úmerná hustote vytvoreného náboja v priestore medzi elektródami, a tým aj hustote častíc, ktoré prešli cez detektor. Pri ožarovaní detektora žiaričom konštantnej aktivity, pričom postupne zvyšujeme potenciálny rozdiel medzi elektródami, dostaneme **voltampérovú charakteristiku** detektora, čo je závislosť prúdu vo vonkajšom obvode od pripojeného napätia (obr. 5.1).

Voltampérová charakteristika



Obr. 5.1 Voltampérová charakteristika (závislosť $I = f(U)$ v plynových detektoroch)

Pri zvyšovaní napätia rastie prúd spočiatku úmerne s napätím, preto túto lineárnu oblasť nazývame oblasťou Ohmovho zákona (oblasť A). V uvedenej oblasti je rýchlosť iónov malá, a iba nepatrná časť z nich dosiahne príslušné elektródy, zvyšok rekombinuje. Do určitého napätia je prúd prechádzajúci detektorom skoro konštantný (oblasť B). V tejto oblasti je kinetická energia iónov dostatočná na to, aby nenastala rekombinácia, a pripojené napätie ich stačí všetky z priestoru detektora odčerpať. Nazývame ju **oblasťou nasýteného prúdu**. V tejto napäťovej oblasti pracujú ionizačné komory. Pri ďalšom zvyšovaní napätia narastá kinetická energia iónov natoľko, že na svojej dráhe k príslušnej elektróde sú schopné vytvárať ďalšie ióny, pričom počet sekundárnych iónov je úmerný pripojenému napätiu (oblasť C - nazývame ju **oblasťou proporcionality**). V tejto oblasti pracujú proporcionálne detektory.

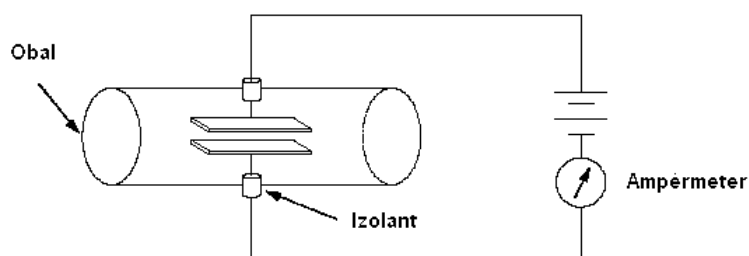
V oblasti D postupne signál prestáva byť úmerný počtu primárnych iónových párov vytvorených dopadom žiarenia. Táto oblasť sa nazýva oblasťou čiastočnej proporcionality a na merania sa nevyužíva. V oblasti E nárazová ionizácia prechádza v lavínovitú, to znamená, že každý ión, i sekundárny, je schopný ionizovať. Ionizácia má trvalý (lavínovitý) charakter a výboj treba v detektore umelo zastaviť. V tejto oblasti pracujú Geigerove - Müllerove detektory a nazývame ju **Geigerova - Müllerova (GM) oblasť**.

5.3.1 Ionizačné komory.

Ionizačné komory patria medzi najstaršie detektory žiarenia. Ich konštrukcia je pomerne jednoduchá, pracujú spoľahlivo a dostatočne presne. Je to v podstate kondenzátor, medzi ktorého doskami je pripojené napätie.

Ak prechádza vnútorným objemom komory ionizujúce žiarenie, pripojené napätie priťahuje vytvorené ióny k príslušným elektródam a vonkajším obvodom komory prechádza prúd. Na odpore R vznikne úbytok napätia úmerný prvotnej ionizácii, ktorú častica v pracovnom objeme stratila.

Konfigurácia elektród, materiál stien a pracovný plyn sa volí v závislosti od použitia komory. Najrozšírenejšia je komora s dvoma rovnobežnými doskami. Iným typom sú komory valcové, v ktorých sú dve elektródy v tvare koaxiálnych valcov. Používajú sa aj sférické komory, v ktorých sú elektródami dve koncentrické sféry.



Obr. 5.2 Schéma ionizačnej komory

Zmena počtu iónov v objeme ionizačnej komory závisí od rýchlosti vzniku iónov a teda od príkonu dávky v mieste detektora, od rýchlosti zániku iónov rekombináciou a rýchlosti zberu iónov elektródami. Rovnicu iónovej bilancie vo vnútornom objeme V ionizačnej komory môžeme napísať v tomto tvare:

$$\frac{dn}{dt} = N - \alpha n^2 - \frac{i}{Ve} \quad (5.1)$$

kde

N - počet vznikajúcich iónových párov v jednotke objemu plynu za jednotku času,
 n - počet iónov s ľubovoľným znamienkom, ktoré sa už v tomto objeme nachádzajú,
 α - koeficient rekombinácie,
 e - náboj iónu,
 i - ionizačný prúd.

Výraz αn^2 charakterizuje počet iónov, ktoré zanikli rekombináciou, zatiaľ čo výraz i/Ve vyjadruje počet iónov pozbieraných elektródami.

V stacionárnom stave $dn/dt = 0$, z čoho môžeme vyjadriť prúd v meracom obvode:

$$i = Ve (N - \alpha n^2) \quad (5.2)$$

Ak elektrické pole nie je pripojené, $i = 0$ a teda $N = \alpha n^2$. Z toho dostaneme maximálny počet existujúcich iónových párov, ktoré sa môže vytvoriť v objeme detektora: $n = \sqrt{N/\alpha}$. Ak napätie na elektródach narastá ($i > 0$), $(N - \alpha n^2) > 0$ alebo $N > \alpha n^2$, počet existujúcich iónov klesá na úkor ich odberu elektródami. Keď ionizačný prúd dosiahne hodnotu nasýtenia, $i = i_{\text{nas}}$, rekombinácia bude nulová $\alpha n^2 = 0$

$$i = i_{\text{nas}} = VeN \quad (5.3)$$

Nasýtený prúd prechádzajúci komorou bude závisieť iba od veľkosti objemu V a počtu vznikajúcich iónových párov N . Keďže počet vytvorených iónových párov za jednotku času je úmerný expozičnému (dávkovému) príkonu $\dot{X}$, výraz (5.3) môžeme napísať v tomto tvare:

$$i = Ve \frac{\dot{X}}{\varepsilon} \quad (5.4)$$

alebo, keďže expozičia $X = \dot{X} \cdot t$ a náboj $Q = i \cdot t$ potom:

$$Q = Ve \frac{X}{\varepsilon} \quad (5.5)$$

Expozičný príkon teda udáva ionizačný prúd, zatiaľ čo expozičiu vyjadruje pozbieraný náboj Q . Zo vzťahov (5.4) a (5.5) vidno, že meranie expoziície spočíva v meraní úbytku napätia na elektródach komory. Rozličné veľkosti expoziície možno určovať komorami s rozličným objemom.

Registrácia nabitých častíc ionizačnou komorou nie je problémom. Jedinou podmienkou je, aby častica do objemu vnikla, prípadne aby podstatnú časť svojej energie stratila v komore.

Vzhľadom na vysokú prenikavú schopnosť fotónov γ je potrebné ionizačnú komoru určenú na ich registráciu vhodne upraviť. Preto plynová náplň takejto komory býva pod tlakom 0,1 - 1 MPa a jej steny sú z ťažkých materiálov.

Ionizačné komory určené na **registráciu neutrónov** (pomalých) obsahujú prímеси, s ktorými interakciou vznikajú nabité častice. Najčastejšie sa používa bór. Nastáva reakcia:



Vzniknuté častice, častica α a jadro lítia, sú silne ionizujúce a v komore vytvoria veľké množstvo iónových párov. Najčastejšie sa používa bór v tuhej podobe, nanesený na steny komory, alebo plyná zlučenie bóru BF_3 , ktorá tvorí priamo plynovú náplň komory. V prípade tuhého bóru treba dodržať zásadu, aby hrúbka nánosu nepresahovala dosah častíc, ktoré v nej vznikajú pri reakcii bóru s neutrónmi. V tomto smere je výhodnejšia komora s plyným bórom, ale z hľadiska stability a charakteristiky ionizačnej komory nie je tento plyn najvhodnejší.

Detektory naplnené héliom využívajú na detekciu neutrónov reakciu



Na detekciu rýchlych neutrónov sa používajú ionizačné komory naplnené **vodíkom**. V tomto prípade sú ionizujúcimi časticami rozptýlené odrazené jadrá vodíka - protóny.

Používajú sa aj **štiepne ionizačné komory**, v ktorých sa nachádza štiepny materiál (^{235}U s vysokým obohatením - nad 90%). Ionizáciu pracovného plynu tu spôsobujú štiepne fragmenty. Veľkou výhodou uvedených komôr je ich menšia citlivosť na žiarenie γ , ktoré prakticky vždy sprevádza neutrónové žiarenie a spôsobuje problémy pri registrácii neutrónov.

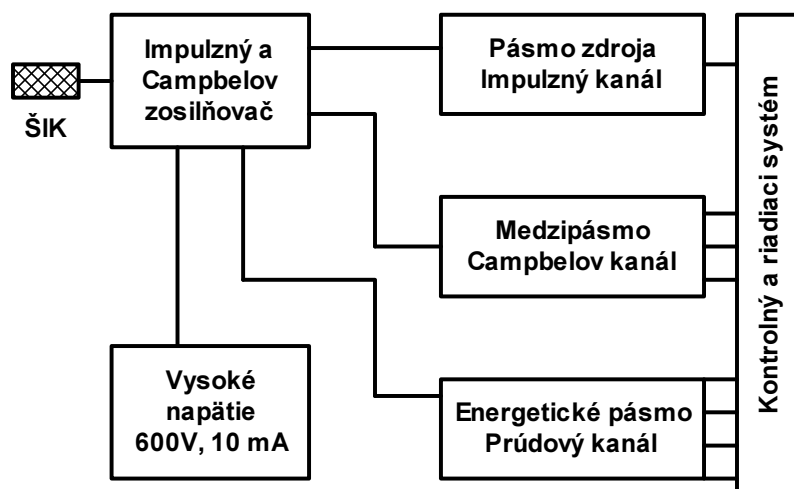
Veľkou nevýhodou ionizačných komôr je skutočnosť, že výstupné prúdy (výstupné impulzy) sú malé, a preto treba používať pomerne zložitú elektronickú aparatúru na ich zosilnenie.

Štiepne komory v spojení s modernou elektronikou, ktorá môže meniť režimy spracovanie signálu, dokážu merať hustotu toku neutrónov v širokom rozsahu.

Ionizačná komora môže pracovať v rôznych režimoch v závislosti od intenzity meraného poľa neutrónov.

1. **Impulzný režim** sa používa pri nízkych početnostiach registrovaných impulzov, pričom sa využíva fakt, že počet zaregistrovaných impulzov je proporcionálny hustote toku neutrónov.
2. **Prúdový režim** sa využíva pri vyšších intenzitách meraného poľa neutrónov, kedy sa jednotlivé impulzy prekrývajú a meracím prístrojom meriame hodnotu stredného prúdu prechádzajúceho meracím obvodom. Stredný prúd je proporcionálny počtu zaregistrovaných neutrónov a teda meranej hustote toku neutrónov.
3. **Campbelov režim** zdokonaľuje prúdový režim, používa sa pri vysokých intenzitách meraného poľa neutrónov. Využíva štatistickú povahu registrovaného signálu a je založený na skutočnosti, že stredná kvadratická odchýlka meraného signálu je proporcionálna početnosti registrácie neutrónov a kvadrátu vytvoreného náboja Q^2 pri každej udalosti registrácie.

Meracia aparatúra, ktorá dokáže prepínať medzi rôznymi režimami sa používa v riadení reaktora ako širokopásmový merací kanál (wide range fission chamber).



Obr. 5.3. Širokopásmový (Campbelov) merací kanál

5.3.2 Iné plynové detektory.

Úsek B voltampérovej charakteristiky (Obr. 5.1), keď pripojené napätie nie je veľmi vysoké, nazývame oblasťou ionizačnej komory (oblasť nasýteného prúdu). V tejto oblasti amplitúda impulzov závisí iba od veľkosti začiatočnej ionizácie a jej je úmerná.

Pri ďalšom zvyšovaní napätia amplitúda impulzov narastá, pretože elektróny vzniknuté ionizáciou v urýchľujúcom elektrickom poli získavajú značnú kinetickú energiu a môžu spôsobovať sekundárnu (nárazovú) ionizáciu. Nastáva lavínovitý výboj, ktorý však zaniká v okamihu, keď sa všetky vzniknuté ióny dostanú k príslušným elektródam. Tento výboj nazývame nesamostatným (úsek C). Tu sa uplatňuje **plynové zosilnenie**, ktorým sa znásobuje pôvodný počet, ktoré dopadnú na elektródy.

Koeficient plynového zosilnenia je v ionizačných komorách rovný 1, v proporcionálnej oblasti C dosahuje hodnoty od 1 až do 1000. V tejto oblasti sú amplitúdy impulzov úmerné energii, ktorú častica v objeme detektora stratila (oblasť proporcionality), pričom zosilnenie nezávisí od veľkosti začiatočnej ionizácie.

Proporcionálne detektory majú v porovnaní s ionizačnými komorami tú výhodu, že amplitúdy impulzov na ich výstupe sú oveľa väčšie, čo uľahčuje ich ďalšiu registráciu a spracovanie. Okrem toho rozlišujú častice podľa druhu, čím sa stávajú veľmi vhodným detektorom neutrónov (po príslušnej úprave) v pozadí fotónov γ . Pre ich stabilnú a spoľahlivú prácu je potrebný vysokostabilizovaný zdroj vysokého napätia. V plynových proporcionálnych počítačoch sa bežne používa ako plynová náplň zmes argónu (90%) a metánu (10%), avšak pre prenikavejšie žiarenie sa môžu používať vzácne plyny s vyšším atómovým číslom, napr. kryptón a xenón.

Pri ďalšom zvyšovaní napätia na elektródach detektora (úsek III) sa dostávame do oblasti obmedzenej proporcionality. Koeficient plynového zosilnenia prudko narastá a je závislý od začiatočnej ionizácie. Táto oblasť nemá v detekčnej technike praktický význam.

Úsek E voltampérovej charakteristiky (obr. 5.1) sa nazýva Geigerovou - Müllerovou oblasťou. V tejto oblasti pracujú Geigerove - Müllerove detektory (**GM detektory**).

Vzhľadom na to, že napätie pripojené na elektródy detektora je relatívne vysoké, v značnej miere sa uplatňuje sekundárna ionizácia, čím narastá aj amplitúda výstupných impulzov. Na ich registráciu a ďalšie spracovanie nie je potrebná špeciálna aparatura. Impulzy na výstupe sú štandardné bez rozdielu na to, aká častica a s akou energiou spôsobila prvotnú ionizáciu. Jedinou podmienkou registrácie je to, aby častica (fotón γ) vytvorila aspoň jeden pár iónov.

V závislosti od plynovej náplne delíme GM detektory na samozhášacie (v ktorých výboj končí asi o 10^{-7} s z vnútorných príčin) a nesamozhášacie, v ktorých vzniknutý výboj treba vonkajším (elektronickým) obvodom zhasiť. V súčasnosti sa používajú väčšinou samozhášacie detektory.

GM detektory sú konštruované zvyčajne tak, že katódu tvorí vonkajší valec, vnútri ktorého je uložená anóda v tvare tenkej vodivej nite.

Mechanizmus výboja je takýto: Predpokladajme, že elektrón vyrazený z katódy detektora spôsobil v niektorom jeho bode prvotnú ionizáciu. Ihneď nastáva sekundárna ionizácia a novovzniknuté elektróny sa rýchle pohybujú smerom ku anóde (za čas asi 10^{-7} až 10^{-8} s k nej dorazia). Pomalé ťažké ióny sa pohybujú smerom ku katóde. Najsilnejšia ionizácia nastáva v priestore okolo anódy (tam je najväčší gradient elektrického poľa), pričom málo pohyblivé ťažké ióny ostávajú v

tomto priestore prakticky bez pohybu a vytvárajú okolo anódy hustý obal, čím sa intenzita elektrického poľa znižuje.

Tie kladné ióny, ktoré dopadli na katódu, sa neutralizujú, pričom vyrážajú z nej elektróny. Vzniknuté neutrálne atómy sú v excitovanom stave a emitujú fotóny, ktoré môžu z povrchu katódy tiež vyrážať elektróny. Tie sú zárodkom ďalších lavín, a proces sa nepretržite opakuje.

Ak k jednoatómovej plynovej náplni detektora (napr. argón, neón a i.) pridáme určité množstvo mnohoatómového plynu (napr. pary liehu, etylén alebo iné organické zlúčeniny), priebeh výboja bude iný. Mnohoatómové molekuly vzhľadom na to, že ich potenciál ionizácie je nižší ako pri pracovnom plyne, sú schopné pohlcovať fotóny emitované atómami argónu a zabraňujú aj fotoefektu na katóde. Prakticky dosiahnu katódu iba ťažké ióny; ľahké ióny sa vzhľadom na vyšší ionizačný potenciál pri zrážkach s iónmi liehu neutralizujú.

Zhášací plyn sa postupne spotrebúva, pretože pri absorpcii fotónov disociuje. Pri jednom výboji sa spotrebuje asi 10^{10} molekúl zhášadla. Ak uvažíme, že začiatočná náplň bola 10^{20} molekúl, životnosť detektora je 10^{10} impulzov.

Ako zhášací plyn sa používajú aj halogénové plyny (chlór, bróm) v kombinácii s pracovným plynom (neón, argón). Výhodou takejto náplne je nízke pracovné napätie (okolo 300 až 400 V, zatiaľ čo pri ostatných je to 700 až 1600 V), ako aj väčšia (neobmedzená) životnosť, pretože halogény sú schopné znova rekombinovať. K nevýhodám patrí väčší sklon platô (viac ako 5% na 100 V) a náročnosť na konštrukčné materiály (halogény sú agresívne).

Mŕtva doba GM detektorov je čas, za ktorý napätie na elektródach dosiahne svoju pôvodnú hodnotu po predchádzajúcom výboji. Počas nej je detektor necitlivý na žiarenie, ktoré naň dopadá. Býva to približne 10^{-4} s.

Z uvedeného vyplýva, že GM detektory iba registrujú žiarenie, nijaký iný údaj (energia, druh žiarenia) neposkytujú. V praxi sa však hodne používajú pre ich jednoduchosť. Nevyžadujú stabilizovaný napájací zdroj. Pri vhodnej konštrukcii ich možno použiť aj na registráciu α a β častíc, podmienkou je, aby častica vytvorila aspoň jeden iónový pár. V dozimetrii sa často používajú na určovanie dávkového príkonu fotónov γ .

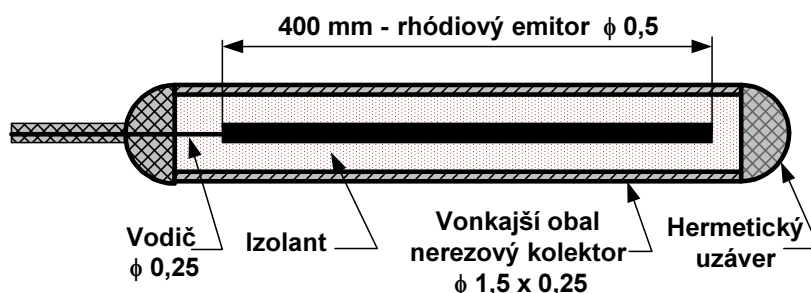
Oblasť F a G voltampérovej charakteristiky (Obr. 5.1) zodpovedá korónovým a iskrovým detektorom. Pri zvyšovaní napätia nad GM oblasťou nastáva v plynovom detektore stály korónový výboj. Detektorom prechádza stály prúd a žiarenie s malými ionizujúcimi účinkami nevyvolá v detektore registrovateľné zmeny. Tie sú výrazné až detektorom preletí ťažká ionizujúca častica, ktorou môžu byť napr. fragmenty štiepenia alebo produkty jadrových reakcií (detektory neutrónov). Práve na tieto účely sa využívajú korónové a iskrové detektory.

5.4 Samonapájacie (emisné) detektory.

Pre samonapájacie detektory sa zaužívali označenia **SPND** (Self-Powered Neutron Detector) alebo **DPZ** (Detektor Priamovo Zariada). Samonapájacie detektory využívajú schopnosť niektorých materiálov emitovať okamžite alebo s určitým oneskorením nabitú časticu po dopade nenabitej častice.

Pri dopade neutrónov alebo fotónov γ na elektródu (emitor) tohto detektora nastane interakcia (napr. (n, β) , elektrónový záchyt (n, γ) , fotoefekt, Comptonov efekt) s

materiálom elektródy, pri ktorej je emitovaná častica β (elektrón), a emitor sa stáva nabitým kladne. Emitované častice môže zachytiť aj druhá elektróda (kolektor), čo môže vyvolať vo vonkajšom obvode prúd úmerný počtu neutrónov alebo fotónov γ dopadnutých na emitor. Detektory tohto typu sú v podstate dva koaxiálne valce oddelené od seba izolátorom. Izolátor musí mať veľký odpor, ktorý sa nemá meniť ani pri ožiarení (používa sa Al_2O_3 , MgO , $R_{300^\circ\text{C}} = 10^8 \Omega$), kolektor zas nesmie emitovať elektróny pri jeho bombardovaní neutrónmi.



Obr. 5.4 Schéma samonapájacieho detektora

Detektory sa vyrábajú v celej stupnici rozmerov. Priemer emitora je 0,5 - 1 mm. Materiály emitovateľov a ich vlastnosti sú uvedené v tabuľke 5.1. Vonkajší priemer detektora býva 1,5 - 3 mm. Kolektor sa zhotovuje z nehrdzavejúcej ocele alebo z inkonelu (Ni-60%, Cr-23%, Fe-15%).

Citlivosť detektorov je v rozmedzí $(3 \div 20) \cdot 10^{-20} \text{ C.cm}^2$ na neutrón. Schopné sú dostatočne spoľahlivo pracovať v rozmedzí teplôt 250 až 700 °C. V prevádzke treba brať do úvahy vypaľovanie jadier emitora.

Tab. 5.1 Vlastnosti SPND emitovateľov

Materiál	Účinný prierez aktivácie 10^{-24} cm^2	Oneskorená reakcia (n, β)	Okamžitá reakcia (n, γ , β)	Okamžitá reakcia (γ , β)	Reakčný čas (0-63%)	Rýchlosť vypaľovania emitora
Co^{59}	37	•	♦	•	okamžite	0,094% za mes
Pt^{195}	24	•	♦	♦	okamžite	0,03% za mes
Rh^{103}	145	♦	-	-	1,1 min	0,39% za mes
V^{51}	4,9	♦	♦	•	5,5 min	0,012% za mes
HfO_2	115	•	♦	•	okamžite	0,3% za mes
Ag^{107}	64,8	♦	-	-	0,5 min	0,16% za mes

Rýchlosť vypaľovania je udávaná pre hustotu toku neutrónov $10^{17} \text{ m}^{-2} \text{ s}^{-1}$.

- ♦ primárna interakcia
- sekundárna interakcia

Uvedené vlastnosti umožňujú používať opísané detektory vnútri aktívnej zóny na mapovanie hustoty neutrónového toku a na lokálnu kontrolu palivových článkov. Sú relatívne lacné a nevyžadujú zložitú doplnkovú elektroniku. Ich veľkou nevýhodou je pomalá reakcia, spôsobená dobou emisie častice β (niekoľko sekúnd).

5.5 Polovodičové detektory.

Polovodičové detektory sú typickým predstaviteľom citlivých laboratórnych detektorov, používaných najmä na spektrometrické účely, na určovanie energie častíc a fotónov γ . V reaktorovej technike majú obmedzené použitie. Používajú sa pri spektrálnom zisťovaní prítomnosti izotopov, ktorými je zamorený vzduch, chladivo

steny technologických priestorov a pod. Kremíkové diódy sa používajú v moderných osobných dozimetroch s okamžitou indikáciou obdržanej dávky.

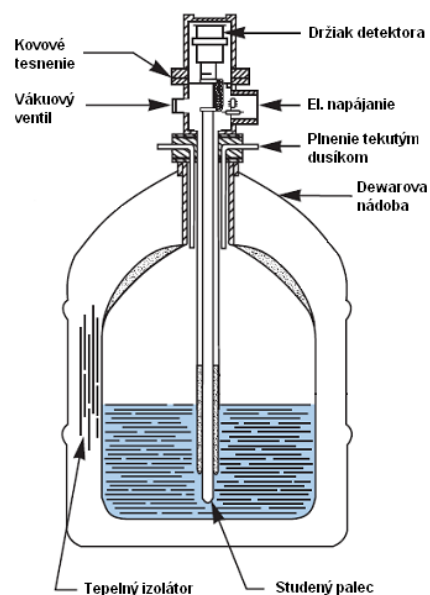
Polovodičové detektory využívajú na detekciu žiarenia ionizáciu v citlivej oblasti detektora. Polovodičový detektor predstavuje NP - prechod v nepriepustnom smere, na ktorý je pripojené napätie. Vlastnú citlivú vrstvu tvorí ochudobnená vrstva, ktorá sa zväčšuje inverzným napätím. Prechodom ionizujúceho žiarenia sa v tejto vrstve vytvárajú nosiče náboja páry elektrón - diera (analogicky ako iónové páry), ktoré sú odsávané elektrickým poľom. Náboj, pozbieraný na elektródach, je úmerný energii, ktorú častica (žiarenie) stratila v ochudobnenej vrstve. Polovodičové detektory majú vynikajúce spektrometrické vlastnosti, ktoré súvisia s nízkou energiou potrebnou pre vznik jedného páru elektrón - diera.

V súčasnosti rozoznávame detektory s povrchovou bariérou (napr SSB Silicon Surface Barrier), detektory driftované lítiom (napr. SiLi, GeLi), pasivované s iónmi implantovaným kontaktom (PIPS - Passivated Implanted Planar Silicon), germániové HPGe (High Purity Germanium). Rôzne vyhotovenia a úpravy polovodičových detektorov ich predurčujú na detekciu rôznych typov žiarenia.

PIPS detektory postupne vytlačujú staršie SSB detektory a pasivované kremíkové detektory s difúznym kontaktom DJ. Používajú sa hlavne na detekciu nabitých častíc alfa a beta, ktoré sa dajú veľmi dobre oddeliť nastavením diskriminačnej úrovne analyzátora. Sú vhodné na alfa spektrometriu a používajú sa na laboratórne merania alfa aktivity (Am, Pu, U, Ra, Cm a pod.)



Obr. 5.5 Rôzne vyhotovenia PIPS detektorov



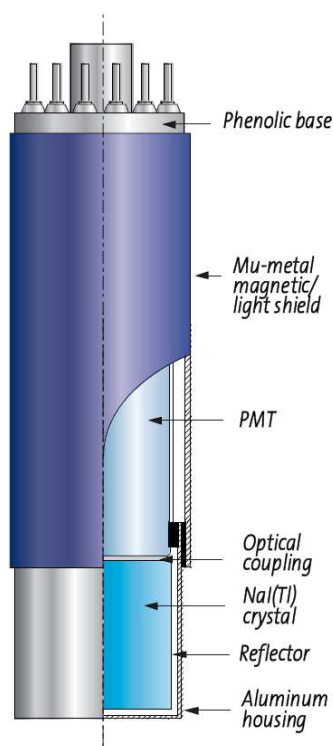
Obr. 5.6 Polovodičový detektor s kryostatom

Detektory driftované lítiom Si(Li), Ge(Li) majú podstatne hrubšiu ochudobnenú vrstvu a používajú sa v spektrometrii RTG žiarenia (Si(Li)) a fotónov γ (Ge(Li)).

Nevýhodou polovodičových detektorov je ich malá detekčná účinnosť, chýlostivosť na pracovné podmienky. Germániové detektory potrebujú na zníženie šumu nízku prevádzkovú teplotu a driftované detektory musia byť neustále skladované pri nízkej teplote aby sa citlivá vrstva nezničila (najmä detektor typu Ge(Li) sa prevádzkuje a skladuje pri teplote tekutého dusíka 77 K).

5.6 Scintilačné detektory.

Scintilačné detektory sa uplatňujú v reaktorovej technike podobne ako polovodičové predovšetkým na kontrolu úrovne zamorenia. Scintilačné detektory majú spektrometrické vlastnosti. Nedosahujú však spektrometrické vlastnosti polovodičových detektorov.



Scintilačný kryštál, napr. NaI(Tl) je umiestnený v hermetickom puzdre z ľahkého kovu (Al) natretom z vnútra svetelným reflektorom. Optickým spojom je pripojený k okienku fotonásobiča (PMT – photomultiplier tube), ktorý je vo svetlotesnom magneticky odtienenom púzdre. Detekčná časť je ukončená bázovými kontaktami uchytenými v izolátore (fenoplast). Napájacia pätica obsahuje deličku vysokého napätia pre fotonásobič, predzosilňovač impulzov a v moderných prístrojoch aj mnohokanálový analyzátor impulzov. Jednotlivé časti sa môžu vyrábať oddelene alebo dodávať v nerozoberateľnom púzde.

Obr. 5.7 Schéma scintilačného detektora a obrázok napájacej päťice

Scintilačné detektory využívajú emisiu svetla (svetelných zábleskov) pri deexcitácii niektorými látkami, ktorými prešla nabitá častica (fotón γ). Tieto látky sa nazývajú **scintilátormi**. Pri prechode žiarenia cez scintilátor sa jeho atómy a molekuly dostávajú do vzbuďeného stavu, z ktorého sa za krátky čas (10^{-6} až 10^{-10} s) vracajú do pôvodného stavu. Pritom sa vyžiarí energia vo forme svetelného záblesku. Fotóny viditeľného elektromagnetického žiarenia dopadajú na katódu fotonásobiča a vyrážajú odtiaľ fotoelektróny. Ich počet sa prechodom cez systém dynód **fotonásobiča** znásobí, pretože medzi nimi je pripojené postupne narastajúce napätie. Takto vzniknuté elektróny pozbiera na konci fotonásobiča anóda a na výstupe sa objaví elektrický impulz s amplitúdou úmernou energii, ktorú častica (fotón γ) v scintilátore stratila. Schematicky je scintilačný detektor znázornený na obr. 5.7.

Aktivovaný kryštalický jodid sodný, jodid cézny a fluorid vápenatý patria medzi najstaršie používané scintilátory, z ktorých pravdepodobne najznámejší je jodid sodný aktivovaný táliom. Jodid sodný je veľmi chýlostivý a musí byť uzavretý v hliníku s priesvitným okienkom. Jodid cézny je menej chýlostivý a je cenný kvôli väčšej hustote. Fluorid vápenatý nie je hygroskopický.

W Crookes v r.1903 ukázal, že kryštály sírnika zinočnatého aktivované striebrom scintilujú, keď sú bombardované časticami alfa a odvtedy sa používajú ako detektory

častíc alfa, obvykle ako tenké povlaky na tenkých plastických, alebo sklených diskoch, alebo zvonovitých nádobách (napr. na meranie radónu a jeho dcérskych produktov).

V súčasnosti je táliom aktivovaný jodid sodný pravdepodobne najpoužívanejším scintilátorom v detekcii fotónov. Čisté kryštály jodidu sodného sú tiež veľmi účinnými detektormi fotónov pri 77 K, pri izbovej teplote sú však asi desaťkrát menej účinné. Ich užitočná hrúbka je taktiež obmedzená na asi 1,3 cm, pretože silne absorbujú svoje vlastné fluorescenčné žiarenie v úzkom pásme vlnových dĺžok okolo 300 nm. Princíp činnosti NaI a NaI(Tl) ako scintilátorov nie je celkom nepodobný polovodičom v tom, že sa predpokladá, že ožarovanie fotónmi vytvára Comptonové odrazené elektróny, fotoelektróny, alebo elektrónovo-pozitronové páry, ktoré na svojom postupe po kryštále podliehajú nepružným zrážkam v kryštálovej mriežke, čím vyzdvihujú elektróny do vodivostného pásma, ktoré zanechávajú diery vo valenčnom pásme. Energetické elektróny na svojej dráhe v kryštále môžu vytvoriť viac párov elektrón - diera a zabudovať energiu do kryštálickej mriežky, pričom táto energia sa potom rozptyľuje ako kvantované vibrácie mriežky (fonóny), alebo teplo. V skutočnosti sa 90 percent z absorbovanej energie i viac emituje skôr v tejto forme, než vo forme svetla. Diery zanechané vo valenčnom pásme môžu teraz účinkovať ako ionizátory, alebo luminiscenčné centrá, pomocou ktorých elektróny vo vodivostnom pásme, ak sa s nimi stretnú, môžu deexcitovať s emisiou fluorescenčného žiarenia.

Zavedenie aktivátora ako je tálium vytvára oveľa viac luminiscenčných centier v zakázanom pásme medzi valenčným a vodivostným pásmom, čím uľahčuje deexcitáciu elektrónov po menších prírastkoch. V praxi sa to dosahuje pridaním tália s hmotnostnou koncentráciou okolo 0,2 % do taveniny NaI ešte pred začatím rastu kryštálu. Táliové atómy vytvárajú vo vnútri mriežky komplexy, ktoré účinkujú ako luminiscenčné centrá. Ak sa odskúša rad kryštálov s rozličnou koncentráciou tália, zistí sa, že so zväčšujúcou sa koncentráciou tália intenzita fluorescencie NaI klesá (pásmo sústredené okolo 300 nm) a NaI(Tl) (široký pás sústredený okolo 430 nm) rastie. Rast vlnovej dĺžky fluorescencie zodpovedá rozdielom v energetickej hladine medzi miestami aktivátora (luminiscenčné centrá) v rámci zakázanej oblasti medzi valenčným a vodivostným pásmom. Táto skutočnosť taktiež vysvetľuje, prečo je NaI(Tl) na rozdiel od NaI priehľadný pre svoju vlastnú luminiscenciu.

Kryštály NaI(Tl) emitujú široký pás fluorescenčného svetla v rozsahu vlnových dĺžok medzi približne 330 a 550 nm s maximom pri asi 430 nm. Nižšia vlnová dĺžka 330 nm zodpovedá energii okolo 3,8 eV a vyššia 550 nm asi 2,3 eV.

Detektory NaI(Tl) sú dostupné v najrozličnejších tvaroch a veľkostiach, od tenkých diskov priemeru 1 až 2 cm až po valcové studnicové detektory s priemerom 20 cm a hĺbkou 10 cm i viac. Najčastejšie sa stretávame s udávaním rozmerov v palcoch, preto je asi najpoužívanejším detektor 2x2 palce (priemer a výška). Kryštály NaI(Tl) sa teraz dajú aj nahrievať a odlievať do rozličných tvarov a napríklad vyťahovať do dlhých tyčí alebo kvádrov (napr. 10x10x40 cm), používaných v letiskových röntgenových bezpečnostných systémoch.

Vhodným výberom scintilátora možno detekovať ľubovoľný druh žiarenia. Anorganické scintilátory (NaI(Tl), CsI(Na) a ťažšie kryštály wolframátu kadmia CdWO_4 , germanátu bizmutu BGO - $\text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ a iné) sú vhodné na detekciu žiarenia γ , organické scintilátory (antracén, stilbén a i.) na detekciu gama žiarenia a neutrónov, pričom sa využíva vysoký obsah atómov vodíka v týchto materiáloch. Na detekciu tepelných neutrónov scintilátormi sa kryštál (napr. $\text{ZnS}(\text{Ag})$) dopuje nuklidom ^6Li (95%

obsah) a na detekciu sa využíva reakcia ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$. Na spektrometriu neutrónov sa používajú kremíkové sklá (namiešané z oxidov Si, Al, Mg, B, Na, Li, Ce...) so zvýšeným obsahom ${}^6\text{Li}$ aktivované cériom. Na detekciu alfa a beta žiarenia sa používajú tenké vrstvy scintilátora (napr. ZnS) potiahnuté tenkou mylarovou fóliou.

Organické scintilátory sú zväčša polykryštalické látky (t.j. obsahujúce náhodne orientované kryštály). Ak sa žiarenie α , β , alebo γ v takomto kryštáli zabrzdí, alebo rozptýli, v látke sa uloží energia lúčov α alebo β , prípadne energia sekundárnych elektrónov produkovaných žiarením γ , ktorá môže excitovať molekulárne úrovně organických molekúl vytvárajúcich kryštál a ktoré naspäť emitujú energiu vo forme fotónov vo viditeľnej, alebo ultrafialovej oblasti svetla.

Pretože spätná emisia energie deponovanej radiačnou udalosťou sa deje prostredníctvom deexcitácie jednotlivých molekúl, antracén a naftalén môžu účinkovať ako scintilátory aj keď sú rozpustené v organických kvapalinách, alebo v tuhom roztoku plastickej látky. Organické kvapaliny sú príkladom široko používanej metódy registrácie pomocou kvapalných scintilátorov, pri ktorej sa radiačná energia rozptyľuje do roztoku a prenáša na rozpustené molekuly scintilátora. Často sa používa aj ďalšia prídavná látka známa ako posúvač vlnovej dĺžky, ktorá absorbuje žiarenie primárneho scintilátora s vyššou energiou (vyššou frekvenciou) a späť ho emituje s nižšou frekvenciou vo vhodnom rozsahu vlnových dĺžok, čím sa prispôsobuje citlivosti fotodetektora s elektrónovým násobičom. V roztoku plastickej látky sa opäť energia rozptyľuje v tuhom materiáli a prenáša na molekuly scintilátora.

Tab. 5.2 Základné charakteristiky niektorých anorganických scintilátorov

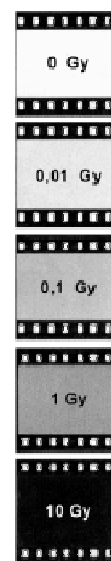
Material	Nal:TI	Csl:TI	CaF ₂ :Eu	BaF ₂	BGO	YAG:Ce	YAP:Ce	GSO:Ce
Physical Properties								
Chemical Formula	Nal:TI	Csl:TI	CaF ₂ :Eu	BaF ₂	Bi ₄ (GeO ₄)	Y ₃ Al ₅ O ₁₂	YAlO ₃	Gd ₂ SiO ₅
Density g/cm ³	3.67	4.51	3.18	4.89	7.13	4.57	5.37	6.71
Hardness-Moh	2	2	4	3	5	8.5	8.6	5.7
Hydroscopic	Yes	Slightly	No	No	No	No	No	-
Crystal Structure	Cubic	Cubic	Cubic	Cubic	Cubic	Cubic	Rhomb.	Mono.
Therm. Exp. - PPM	47.5	50	19.5	18.4	7.0	8-9	4-11	4-12
Melting Pt – C°	651	621	1360	1280	1050	1970	1875	
Luminescence Properties								
Integrated Light Output (%Nal:TI)	100	45	50	20/2	15-20	15	40	20-25
Wave Length of Max. Emissions (nm)	415	550	435	325/220	480	550	370	440
Decay Constant n/s	230	900	940	630/0.6	300	70	25	30-60
Afterglow (% at 6 ms)	0.5-5	<2	<0.3	-	<0.005	<0.005	<0.005	<0.005
Radiation Length cm	2.9	1.86	3.05	2.03	1.1	3.5	2.7	1.38
Photon yield @ 300K - 10 ³ pH/MeV	38	52	23	10	2-3	8	10	8-10

5.7 Detektory na meranie dávok

Detektory na meranie dávok nazývame **dozimetre**. Slúžia na určenie dávky jednotlivých pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia. Registrujú integrálnu dávku na základe fyzikálnochemických zmien, ku ktorým v nich dochádza v dôsledku ožiarovania. Nosia sa na referenčnom mieste tela (osobné dozimetre), alebo sú umiestnené na sledovanom objekte.

5.7.1 Filmové dozimetre.

Filmové dozimetre patria k najstarším typom integrálnych dozimetrov žiarenia X, γ aj β a tepelných neutrónov, špeciálne jadrové emulzie detekujú i neutróny rýchle. Ich činnosť je založená na schopnosti ionizujúceho žiarenia spôsobiť sčernanie citlivej fotografickej vrstvy (vytvorenej suspenziou zŕn halogenidov striebra AgBr v želatíne). Latentný obraz, ktorý sa vytvoril ožiarovaním filmu ionizujúcim žiarením, možno zviditeľniť chemickou cestou (vyvolaním filmu). Stupeň sčernania citlivej vrstvy je úmerný dávke žiarenia, ktoré na ňu dopadne a vyhodnocuje sa densitometrom. Ak vylúčime nežiadúce sprievodné javy (starnutie filmu, jeho citlivosť na teplotu, vlhkosť, agresívne chemické látky a pod.), možno stupňu sčernania prisúdiť určitú presne definovanú dávku.



Energetické rozlíšenie uvedených dozimetrov sa dosahuje použitím filtrov z rozličných materiálov. Film je rozdelený na sedem polí: prázdne pole, polia s filtermi 0,05 mm, 0,5 mm a 1,5 mm Cu, 0,5 mm Pb a pole pokryté 50 mg.cm⁻² a 300 mg.cm⁻² plastickou látkou.

Súčasne s expozíciami žiarenia X a γ v energetickom rozsahu 10 keV až 3 MeV možno stanoviť aj dávky žiarenia β .

Za predpokladu správnej expozície (spredu) je citlivosť filmových dozimetrov na fotóny γ ($E_\gamma > 0,1$ MeV) 0,10 mGy až 0,15 Gy pre rutinnú dozimetriu a 0,05 Gy až 10 Gy pre dozimetriu havarijnú. Citlivosť na žiarenie β ($E_\beta > 0,7$ MeV) je 0,10 mGy až 0,15 Gy pre rutinnú dozimetriu a 0,05 až 10 Gy pre havarijnú dozimetriu. Neistoty merania dávky v údajoch filmových dozimetrov súvisia najmä s týmito faktormi: energetická závislosť filmu, smerová závislosť veľkosti sčernania od dávky, neistoty kalibrácie, nehomogenita emulzie a neistoty merania optickej hustoty. Vo všeobecnosti v rozsahu dávok 0,2 mGy až 100 mGy možno však dosiahnuť neistotu menšiu ako $\pm 25\%$.

Pomocou jadrových emulzií možno počítaním dráh odrazených jadier vodíka vyhodnocovať fluenciu rýchlych neutrónov. Ak obsahuje emulzia zlúčeniny bóru, možno detekovať súčasne rýchle neutróny aj neutróny pomalé. O fluencii pomalých neutrónov usudzujeme podľa dráh jadier He a Li, ktoré sú kratšie a výraznejšie.

Výhodou filmových dozimetrov je trvalá hodnota záznamu o dávke, vysoká citlivosť, že dávku možno odčítavať mimo kontaminovanej plochy (mimo poľa žiarenia), možnosť približného určenia druhu a energie žiarenia, nízka cena a pod. Medzi nevýhody patrí vysoký fading (strata informácie), smerová závislosť, nemožnosť pokryť celý dávkový rozsah jedným filmom, citlivosť na vonkajšie vplyvy (vlhkosť,

teplota), zdĺhavé vyhodnocovanie, malá presnosť pri extrémne nízkych a extrémne vysokých dávkach, relatívne veľké rozmery a pod. Zdá sa, že nevýhody prevažujú nad výhodami, preto sa viac orientujeme na iné pevnolátkové detektory.

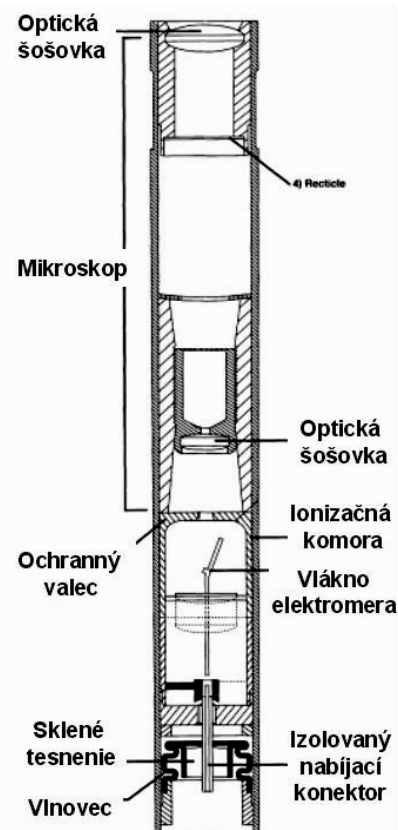
5.7.2 Tužkové dozimetre.

Tužkové dozimetre sú malé ionizačné komôrky obsahu 1 až 5 cm³, zvyčajne naplnené plynom (vzduchom), kde dochádza k priamej a nepriamej ionizácii. Napätím asi 200 V sa privedie do komôrky náboj úmerný jej kapacite, ktorý sa ožarovaním komôrky vybíja. Úbytok náboja sa meria buď odčítacím zariadením, alebo vstavaným elektrometrom.

Dozimetre sú citlivé na žiarenie γ aj β , väčšinou sa však používajú na detekciu žiarenia X a γ . Merací rozsah je určený objemom komôrky a konštrukciou elektrometra.

Možno ich použiť aj na meranie neutrónových dávok. V takom prípade musia byť steny komôrok vyrobené z materiálov s vysokým obsahom vodíka a náplň komôrky musí obsahovať mnoho jadier vodíka.

Hlavnou výhodou uvedených dozimetrov je možnosť rýchleho a priebežného vyhodnocovania, možnosť mnohonásobného použitia a jednoduchosť.



Obr. 5.9 Tužkový dozimeter - rez

5.7.3 Termoluminiscenčné (TLD) a fotoluminiscenčné (FLD, OSL) dozimetre.

Široké využitie v osobnej dozimetrii majú termoluminiscenčné detektory (TLD). Ich hlavné výhody sú:

- termoluminiscenčné materiály sú v podstate ekvivalentné tkanivu;
- vysoká citlivosť a reprodukovateľnosť výsledkov;
- komerčná dostupnosť, malé rozmery detektora a možnosť ručného i automatického vyhodnocovania;
- vhodnosť na havarijnú dozimetriu a dozimetriu ožiarovania pokožky;
- lineárna závislosť merania dávky.

Základom dozimetrov TLD aj FLD je kryštál (LiF, CaF₂, CaSO₄, fosfátové sklá s prísadou striebra, zafír Al₂O₃:C a i.), ktorého atómy sa účinkom žiarenia excitujú. Táto excitačná energia sa prejaví prechodom orbitálnych elektrónov z ich základného stavu. Vplyvom prísad, nečistôt a porúch v kryštálovej mriežke vznikajú v atónoch kryštálu zachytané centrá (pasce), ktoré predstavujú dodatočné energetické hladiny, v ktorých sa tieto elektróny môžu dlhodobo zachytiť. Ostávajú tam dovtedy, kým sa im nedodá dodatočná energia. Túto energiu možno dodať vo forme tepla (TLD), UV svetla (FLD), monoenergetického zeleného diódového svetla (OSL). Po dodaní energie preskočia elektróny z pascí do nižších energetických úrovní, z ktorých sa

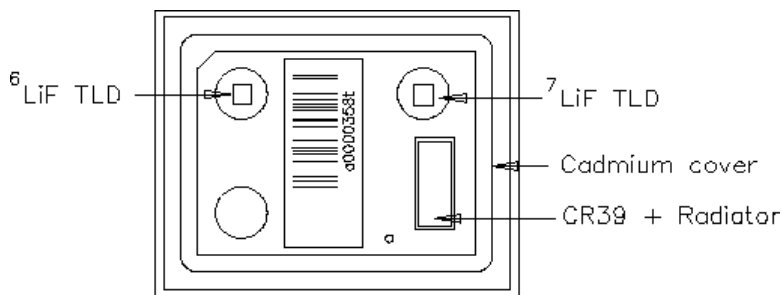
vracajú až do základného stavu pričom prebytočná energia je vyžarovaná vo forme svetelných fotónov. Množstvo emitovaných fotónov je úmerné dávke, ktorou bol kryštál ožiarený.

Detektory TLD sa vyhodnocujú na zariadení, v ktorom je detekčný kryštál zahriaty reprodukovateľným spôsobom, a emitované fotóny sú detekované fotosenzitívnym prvkom (najčastejšie fotonásobičom). Dozimetre sú citlivé na fotóny γ aj na nabité častice. Citlivosť na neutrónové žiarenie je zvyčajne nízka a závisí od zloženia termoluminiscenčnej látky. Pri použití vhodného materiálu sa používajú aj na meranie dávok od neutrónov.

Tabuľka 5.3 TLD materiály

Charakteristiky niektorých termoluminiscenčných materiálov					
Typ TLD	Z_{ef}	Hlavný pík (°C)	Emisné maximum (nm)	Relatívna citlivosť	Fading (pri 25 °C)
LiF:Ti,Mg	8,3	200	400	1	5%/rok
LiF:Na,Mg	8,3	200	400	1	5%/rok
LiF:Mg,Cu,P	8,3	210	400	25	5%/rok
Li ₂ B ₄ O ₇ :Mn	7,3	220	605	0,2	4%/mesiac
Li ₂ B ₄ O ₇ :Cu	7,3	205	368	2	10%/2mesiace
Mg ₂ B ₄ O ₇ :Dy	8,4	190	490	10	4%/mesiac
BeO	7,1	190	200-400	0,2	8%/2mesiace
CaSO ₄ :Dy	14,5	220	480-570	30	1%/2mesiace
CaSO ₄ :Tm	14,5	220	452	30	1-2%/2mesiace
CaF ₂ :Mn	16,3	260	500	5	16%/2týždne
CaF ₂ (prír.)	16,3	260	380	23	veľmi malý
CaF ₂ :Dy	16,3	215	480-570	15	8%/2mesiace

Citlivosť termoluminiscenčných materiálov na neutróny závisí od zloženia detektora, jeho obalu a od energie neutrónov. Mnohé majú vysokú citlivosť pre tepelné neutróny ale veľmi nízku pre rýchle. Využitím vhodnej technológie, ktoré sú v súčasnosti rozpracované, je možné zvýšiť citlivosť TLD detektorov pre rýchle neutróny. V praxi je to napríklad realizované v albedo-dozimetroch, využívajúcich na moderáciu rýchlych neutrónov ľudské telo. Albedo-dozimetre sa často vyrábajú použitím TLD napr. ^6LiF , v plastickom obale s obsahom bóru, ktorý umožňuje oddeliť priame neutróny od odrazených. Kvôli citlivosti TLD k fotónom sa dávka neutrónov vyhodnocuje podľa rozdielu merania detektorov ^6LiF a ^7LiF . Albedo-dozimetre majú vysokú a prakticky konštantnú citlivosť na neutróny v rozsahu do 10 keV. Aby bolo meranie správne je dôležité aj správne umiestnenie dozimetra na pracovnom odevu.



Obr. 5.10 Usporiadanie TLD dozimetra na meranie zmiešaných γ -n polí s kadmiovou kompenzáciou tepelných neutrónov a β žiarenia a detekciou rýchlych neutrónov stopovou metódou v polykarbonáte CR39.

Presnosť merania závisí nielen od druhu termoluminiscenčného materiálu, ale aj od kvality vyhodnocovacieho zariadenia, ktoré je zvyčajne nákladné. Neistota merania býva okolo 5 až 10%.

Medzi výhody dozimetrov TLD patria malé rozmery a malá hmotnosť, nízke náklady a široký merací rozsah. K nevýhodám patrí zložitosť vyhodnocovacej aparatury, znižovanie záznamu s časom (fading) a zničenie záznamu o dávke pri vyhodnocovaní.

Vyhodnocovanie dozimetrov FLD je podobné ako pri dozimetroch TLD s tým rozdielom, že namiesto tepelnej energie sa dodáva energia svetelná. Impulz ultrafialového svetla dopadá cez filter na fotoluminiscenčnú látku a svetlo emitované touto látkou dopadá na fotocitlivý prvok. Vyhodnocovanie je technicky náročné vzhľadom na potrebu reprodukovat' osvit pri možných odrazoch. Celkové množstvo emitovaného svetla je úmerné dávke žiarenia.

Uvedený druh dozimetra je vhodný predovšetkým na meranie žiarenia X a γ . Citlivosť na neutróny je nízka. Chyba môže byť menšia ako $\pm 5\%$.

Prednosťami detektorov FLD sú predovšetkým zachovanie záznamu pri vyhodnocovaní, dobrá mechanická odolnosť a odolnosť na klimatické zmeny, malé rozmery, malá hmotnosť a nízka cena. Ich nevýhodou je náročnosť na vyhodnocovacie zariadenie (najmä pri nízkych dávkach) a závislosť vyhodnocovania od čistoty a hladkosti povrchu skiel.

Detektory OSL sa na Slovensku začali používať v osobnej dozimetrii popri TLD dozimetroch, filmových dozimetroch a elektronických osobných dozimetroch (EPD).

Prehľad parametrov základných metód osobnej dozimetrie

Metóda PD	Detekčný limit	Výhody	Nevýhody
Filmová dozimetria	0,1 mSv	permanentný záznam možnosť určenia smeru ožiarovania	fading citlivosť na vonkajšie podmienky (teplota, vlhkosť) komplikované vyhodnotenie
TLD	0,1 mSv	necitlivosť na vonkajšie podmienky nízky fading malé rozmery	neposkytuje permanentný záznam nedá sa určiť smer ožiarovania vyhodnotenie je náročné, ale rýchle a automatické
OSD	0,05 mSv	necitlivý na vonkajšie podmienky možnosť určenia smeru ožiarovania možnosť priebežného vyhodnocovania permanentný záznam rýchle automatizované vyhodnotenie	svetlocitlivý materiál (musí byť vždy v puzdre)
EPD	0,01 mSv	zobrazenie aktuálnej hodnoty možnosť využiť alarm	napájanie z batérií nedá sa určiť smer ožiarovania komplikovaná kalibrácia potreba dátovej nadstavby pre evidenciu

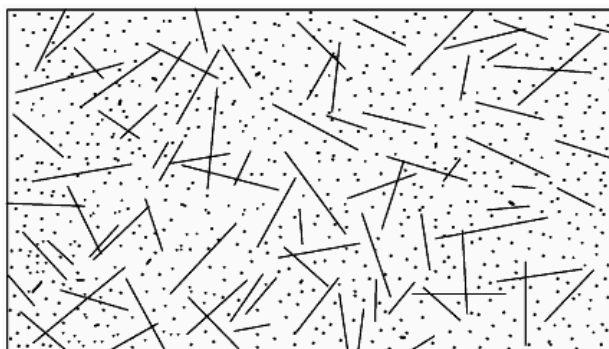
5.7.4 Stopové detektory

Zistilo sa, že povrch niektorých látok (napr. LiF) sa pri ožarovaní nabitými časticami porušuje. Vzniknuté drobné defekty sú viditeľné v elektrónovom mikroskope, ale leptaním vhodnými činidlami ich možno zväčšiť natoľko, že sa stanú pozorovateľnými obyčajným optickým mikroskopom. Stopy po nabitých časticách možno zviditeľniť na

rozličných dielektrických materiáloch, ako sú slúda, prírodné a umelé organické sklá a organické polyméry. Stopy sú stále a ich fading je nepatrný. Ako leptadlo sa používajú zvyčajne kyseliny, napr. fluorovodíková, alebo hydroxidy alkalických kovov (NaOH, KOH). Vyleptané detektory sa potom vyhodnocujú mikroskopom, alebo sa fotografujú, prípadne sa zobrazia na obrazovke.

Stopové detektory sú citlivé najmä na nabité častice, ale majú minimálnu citlivosť na žiarenie β a γ . Používajú sa preto najmä v dozimetrii častíc α (napr. pri meraní radónu a jeho dcérskych produktov v uránových baniach ale aj v obytných domoch).

Veľká možnosť aplikácie stopových detektorov je v neutrónovej dozimetrii. Neutróny samotné ako neionizujúce častice nevytvárajú stopu v detektore priamo, leptateľné stopy vznikajú pozdĺž dráh nabitých častíc uvoľnených pri interakcii neutrónov. Sú to najmä štiepne fragmenty, častice α alebo odrazené jadrá pri pružnom a nepružnom rozptyle neutrónov. Najmä štiepne produkty sú obzvlášť výhodné, pretože majú veľkú hmotnosť aj energiu, latentná stopa, ktorú zanechajú, je mohutná a možno ju ľahko zviditeľniť. K vlastnej detekčnej fólii sa zvyčajne prikladá ďalšia fólia zo štiepneho materiálu, ktorá slúži ako radiátor štiepných fragmentov (napr. ^{232}Th , ^{238}U , ^{237}Np pre detekciu rýchlych neutrónov a ^{235}U a ^{239}Pu pre tepelné neutróny a neutróny stredných energií).



V porovnaní s jadrovými emulziami majú stopové detektory tieto prednosti:

1. na žiarenie β , γ a X približne až do 10^4 Gy nie sú citlivé,
2. majú oveľa menší fading ako jadrové emulzie,
3. leptanie a vyhodnocovanie je jednoduchšie,
4. ich citlivosť je asi $10 \mu\text{Gy}$,
5. použitím rozličných radiátorov možno robiť energetickú analýzu neutrónového spektra.

Stopové detektory sa používajú aj u nás, radiátorom je obohatený urán a tórium s prímiesou 0,5% prírodného uránu v hrúbkach 20 a 50 μm .

V osobných dozimetroch sa na detekciu neutrónov stredných a vysokých energií (po interakcii neutrónov na vodíku protón vytvorí stopu) a ťažkých nabitých častíc (napr. aj na meranie objemovej aktivity radónu vo vzduchu) používa materiál CR-39 (organické sklo $\text{C}_{12}\text{H}_{18}\text{O}_7$ - používa sa aj na výrobu optických šošoviek).

5.7.5 Aktivačné detektory

Jadrové reakcie s neutrónmi v mnohých prípadoch vedú k vzniku umelých rádionuklidov. Žiarenie emitované týmito nuklidmi umožňuje stanoviť ich aktivitu, a tým aj hustotu neutrónového toku, ktorý ju spôsobil.

Indukovaná aktivita A_i závisí od hustoty neutrónového toku φ , doby ožarovania t , polčasu premeny $T_{1/2}$ daného rádionuklidu, účinného prierezu aktivácie σ_a a počtu jadier n v hmotnostnej jednotke detektora.

Po ožarovaní detektora dostatočne dlhý čas ($t \gg T_{1/2}$) indukovaná aktivita dosiahne nasýtený stav. Môžeme ju vyjadriť vzťahom

$$A_{inas} = \varphi \cdot \sigma_a \cdot n \quad [\text{kg}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}] \quad (5.7)$$

Pri krátkom čase ožarovania bude indukovaná aktivita menšia ako A_{inas} :

$$A_i = A_{inas} (1 - e^{-t}) = p \frac{\varphi \cdot \sigma_a \cdot N_A \cdot M}{A} (1 - e^{-\lambda t}) \quad (5.8)$$

kde p - je obsah rádionuklidu v prvku na 1 kg,

N_A - Avogadrova konštanta,

M - hmotnosť rádionuklidu,

A - atómová hmotnosť.

Po skončení ožarovania bude aktivita detektora exponenciálne klesať:

$$A_i = A_{inas} \cdot e^{-\lambda t} \quad (5.9)$$

Na aktivačné detektory sú kladené tieto požiadavky:

1. musia mať známu závislosť účinného prierezu aktivácie od energie neutrónov,
2. polčas premeny vznikajúceho rádionuklidu musí byť dostatočný na to, aby umožňoval meranie aktivity dostatočne dlhú dobu po ožarení,
3. materiál musí byť čistý, aby nevznikali chyby vplyvom aktivácie nečistôt.

Existuje celá stupnica materiálov vhodných na použitie ako aktivačný detektor. Mnohé z nich možno použiť aj ako havarijné dozimetre. V tab. 5.4 sú uvedené vlastnosti niektorých aktivačných detektorov tepelných neutrónov.

Pri použití materiálov, ktoré majú prahovú energiu pre aktiváciu môžeme reprodukovať energetické spektrum neutrónov v mieste merania. Vybrané prahové aktivačné detektory sú uvedené v tabuľke 5.5.

Tab. 5.4 Aktivačné detektory tepelných neutrónov

Prvok	$T_{1/2}$	Prvok	$T_{1/2}$
^{55}Mn	2,58 h	^{107}Ag	2,3 min
^{59}Co	10,4 min	^{115}In	54,1 min
^{63}Cu	12,87 h	^{164}Dy	1,3 min
^{65}Cu	5,14 min	^{197}Au	2,695 d

Tab. 5.5 Vybrané prahové aktivačné detektory

Prvok	$T_{1/2}$	Prah (MeV)
$^{19}\text{F}(n,2n)$	109,7 min	11,6
$^{27}\text{Al}(n,\alpha)$	15,0 h	4,9
$^{27}\text{Al}(n,p)$	9,46 min	3,8

$^{64}\text{Zn}(n,p)$	12,7 h	2,0
$^{115}\text{In}(n,n')$	4,5 h	0,5
$^7\text{Li}(n,\alpha)$	12,3 r	3,8
$^{24}\text{Mg}(n,p)$	15,0 h	6,0

5.7.6 Havarijné dozimetre

V praxi niekedy nemožno vylúčiť náhodné ožiarenie pracovníkov veľkými (havarijnými) dávkami neutrónov a fotónov γ . Na zaregistrovanie takýchto dávok slúžia havarijné dozimetre. Havarijné dozimetre môžu mať napr. takéto zloženie: izotop ^{237}Np , obalený filtrom ^{10}B , na registráciu rýchlych neutrónov a neutrónov stredných energií, a vrstva ^{235}U na registráciu tepelných neutrónov. V puzdre z plastu je ešte stopový detektor (silikátové sklo). Dávku určíme počítaním stôp s presnosťou 15%. Maximálna zaregistrovaná dávka takýmto typom detektora je 50 až 100 Gy.

U nás boli uskutočnené pokusy využiť aktiváciu prvkov obsiahnutých v ľudskom tele. Jednou z možností je meranie aktivity ^{24}Na , ktorý vznikol v dôsledku reakcie $^{23}\text{Na}(n,\gamma)^{24}\text{Na}$. Výsledky však ovplyvňuje závislosť indukovanej aktivity od faktorov, ako je energetické spektrum neutrónov, rozdiely v obsahu dusíka v organizme a pod. Inou metódou je aktivácia síry vo vlasoch a nechtoch. Reakciou $^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$ vzniká čistý β - žiarčik, ktorého aktivitu meriame obvyčajnými prístrojmi. Je to presnejšia metóda ako využitie Na, ale časovo je náročnejšia.

5.8 Metódy merania absorbovanej dávky.

V mnohých absorbujúcich médiách sa vstupujúca radiačná energia napokon degraduje na teplo a spôsobí vzrast teploty, ktorý sa dá merať. Za predpokladu, že nenastane žiadna zmena v množstve tepla (zisk, alebo strata vplyvom exotermických, alebo endotermických radiačne indukovaných reakcií), že je toto množstvo známe s dostatočnou presnosťou a že je známe merné teplo absorbujúceho média, takáto **kalorimetrická metóda** sa dá použiť ako dozimeter. Kalorimetre na absorbovanú dávku boli nasadené hlavne v normalizačných laboratóriách a používajú sa ako etalóny dávky. Nedoporučujú sa však pre každodenné laboratórne použitie s výnimkou merania vysokých dávok, keď sa používajú urýchľovače elektrónov na radiačné spracovanie.

Dozimeter pre praktické použitie by mal spĺňať rad požiadaviek, ako je napr. vhodnosť pre meraný typ žiarenia, vhodný rozsah dávky a dávkovej rýchlosti, prispôbenie dozimetra používanému médiu, veľkosť detektora, schopnosť integrovať dávku, alebo merať dávkovú rýchlosť, stabilita, presnosť a správnosť, jednoduchosť, atď.

Na meranie dávky v rádioterapii a radiačnej ochrane sa najčastejšie používajú **ionizačné komory**. Ponúkajú vysokú presnosť, pokrývajú široký rozsah dávok a dajú sa používať pre rozličné typy žiarenia. Ionizačné komory sú krehké a vyžadujú si dômyselné elektronické odčítavacie zariadenie.

Existuje veľa **chemických systémov** (zväčša vodných roztokov), v ktorých absorpcia žiarivej energie vedie k vytváraniu pôvodne neprítomných zlúčenín, iónov alebo radikálov, ktorých kvantitatívne meranie sa dá uviesť do vzťahu s absorbovanou dávkou. Najznámejší a najširšie používaný vodný chemický

dozimeter je **Frickeho dozimeter**, pozostávajúci z roztoku FeSO_4 v zriedenej H_2SO_4 . Je veľmi blízko ekvivalentný vode, pomerne ľahko sa s ním zaobchádza a má vysokú presnosť. Na jeho odčítanie sa vyžaduje spektrofotometer. Radiačno-chemický výťažok (hodnota G) opticky absorbujúcich látok (železitých iónov Fe^{3+}) sa vzťahuje na molárny koeficient lineárnej absorpcie (ϵ_m) týchto látok pri danej optickej vlnovej dĺžke ($\lambda = 304 \text{ nm}$). Ich súčin je dobre známy pre elektróny a žiarenie X a γ ($G \cdot \epsilon_m = 352 \cdot 10^{-6} \text{ m}^2 \cdot \text{kg}^{-1} \cdot \text{Gy}^{-1}$). Tento dozimeter si vyžaduje použitie ultračistej vody a reagensov, ako aj ultračisté sklenené nádoby. Nevýhoda jeho použitia v rádiológii a radiačnej ochrane spočíva v obmedzenom rozsahu odozvy, menovite od 10^{-1} do $4 \cdot 10^2 \text{ Gy}$.

V posledných rokoch sa jednou z najviac používaných dozimetrických systémov stala **termoluminiscenčná dozimetria** (TLD). Zahŕňa používanie detektora v tuhej fáze, ktorého citlivým materiálom je LiF , alebo iná termoluminiscenčná látka. Energia uložená žiarením indukovaným zaplňaním elektrónových a dierových pascí v týchto kryštalických materiáloch sa uvoľňuje ako luminiscencia, keď sa dozimetre podrobia zahrievaniu regulovanou rýchlosťou. Intenzita tejto luminiscencie sa zakreslí ako funkcia času, čím poskytuje "žiarivú krivku", ktorej amplitúda pri zadanej teplote, alebo integrál v danom rozsahu teploty (intenzita termoluminiscencie) je reprodukovateľnou funkciou absorbovanej dávky. Hlavnou výhodou je, že sa dozimeter dá vyrobiť veľmi malý, takže poskytuje prostriedok pre "bodovú" dozimetriu. Ďalšou výhodou je pomerne široký rozsah odozvy rozličných termoluminiscenčných materiálov na absorbovanú dávku od nGy po kGy. Tieto dozimetre sa dajú používať znovu a znovu v opakovaných cykloch po vynulovaní pri zvýšených teplotách. Nevýhodou je rozdiel ich odozvy od odozvy vody, alebo tkaniva v širokom spektrálnom rozsahu; napr. fotoelektrický jav pre nízkoenergetické žiarenie X v TL materiáloch má zreteľne odlišnú spektrálnu distribúciu v porovnaní s hydrogénovanými materiálmi. Takisto je značný rozdiel medzi brzdnou schopnosťou elektrónov v týchto dvoch druhoch materiálov; brzdná schopnosť vo vodíku je asi dvojnásobok brzdnosti v iných prvkoch a nehydrogénovaných materiáloch. Pri odčítavaní sa TL vzorka musí zahriať v peci a emitované svetlo sa meria fotonásobičom. Automatizované TLD systémy zväčša nahrádzajú filmové systémy v národných službách radiačnej ochrany. Na Slovensku sa v posledných rokoch začali používať aj osobné dozimetre OSL a elektronické osobné dozimetre EPD. Skratka OSL znamená opticky stimulovaná luminiscencia. OSL dozimetre pracujú na podobnom princípe ako TLD, avšak luminiscencia je vyvolaná osvetlením kryštálov zafíru ($\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$) monochromatickým zeleným svetlom LED diódy (532 nm), ktoré uvoľní elektróny zachytené v pasciach, pričom sa emituje modré svetlo (420 nm). Intenzita modrého svetla sa vyhodnocuje fotonásobičom a je úmerná absorbovanej dávke.

Sľubným dozimetrickým materiálom, ktorý napodobuje mnohé biologické tkanivá a ktorý sa dá použiť v dost' malej forme pre dozimetriu *in vivo* v rádioterapii (v rozsahu dávok nad 1 Gy) je aminokyselina **alanín**. Pri ožiarení alanínových peliet sa vytvárajú voľné radikály, ktorých koncentrácia sa dá merať ako populácie nespárených elektrónov pomocou elektrónovej spinovej rezonančnej spektrometrie (ESR). Amplitúda výsledného signálu ESR je úmerná absorbovanej dávke.

Použitá literatúra

1. Šeda a kol.: Dozimetrie ionizujúceho záření, SNTL - Alfa 1983,
2. Klener a kol.: Principy a praxe radiační ochrany, SÚJB, Praha 2000, ISBN 80-238-3703-6
3. Zákon NR SR č. 355/2007 Z.z. o ochrane, podpore a rozvoji verejného zdravia
4. NV SR 345/2006 Z.z. o základných bezpečnostných požiadavkách na ochranu zdravia pracovníkov a obyvateľov pred ionizujúcim žiarením.
5. Glenn F. Knoll: Radiation detection and measurement, Wiley, New York, ISBN 0-471-81504-7
6. ICRP 103 - Doporučenia Medzinárodnej komisie radiačnej ochrany, Publikácia 103 z roku 2007, Český preklad so súhlasom ICRP vydal: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, Praha 2009. Dostupné na internete: http://www.sujb.cz/docs/ICRP103_dokument.pdf
7. STN ISO 31-9:1992 Veličiny a jednotky. 9. časť: Atómová a jadrová fyzika
8. STN ISO 31-10:1992 Veličiny a jednotky. 10. časť: Jadrové reakcie a ionizujúce žiarenie
9. David A. Atwood at all.: Radionuclides in the environment, John Wiley & sons. New York 2010, ISBN 978-0-470-71434-8
10. Radiation protection and safety of radiation sources : international basic safety standards : general safety requirements. – Interim edition. – Vienna : International Atomic Energy Agency, 2011. p. ; 29 cm. – (IAEA safety standards series, ISSN 1020-525X ; no. GRS Part 3 (Interim)) STI/PUB/1531, ISBN 978-92-0-120910-8
11. Smernica rady ktorou sa stanovujú základné bezpečnostné normy ochrany pred nebezpečenstvami vznikajúcimi v dôsledku ionizujúceho žiarenia. KOM 2011:0593 Návrh. Dostupné na internete: <http://eur-lex.europa.eu/LexUriServ/LexUriServ.do?uri=COM:2011:0593:FIN:EN:PDF>
12. Správa o hodnotení navrhovanej činnosti pre posudzovanie vplyvov na životné prostredie podľa zákona č. 24/2006 Z.z., SLOVENSKÉ ELEKTRÁRNE, a.s. "ATÓMOVÁ ELEKTRÁREŇ MOCHOVCE VVER 4 X 440 MW - 3. STAVBA" Správa č: Rel. 08508370478/R784, Dostupné na internete: www.seas.sk
13. ALTANER, Č.: Bunková a molekulárna biológia rakoviny, Ústav experimentálnej onkológie SAV, Vydala Liga proti rakovine SR, 2001. ISBN 80-967264-9-8