

Slovenská technická univerzita Bratislava
Fakulta elektrotechniky a informatiky
Ústav jadrového a fyzikálneho inžinierstva

doc. Ing. Róbert Hinca, PhD.

Radiačná bezpečnosť
a
ochrana pred žiarením

Učebný text pre postgraduálne rekvalifikačné štúdium:

Bezpečnostné aspekty prevádzky jadrových zariadení

2022

Úvod

Učebný text je zostavený na báze skript pre predmet Dozimetria a radiačná ochrana v jadrových zariadeniach (autori Hinca, Stríbrnský), ktorý sa prednáša na ÚJFI FEI STU. Je vytvorený z vybraných tém radiačnej ochrany a dozimetrie, najčastejšie sa vyskytujúcich v súvislosti s prevádzkou jadrových zariadení. Radiačná ochrana je samostatný špecializovaný odbor, ktorý sa zaoberá sledovaním a hodnotením účinkov ionizujúceho žiarenia a dozimetria sa venuje veličinám charakterizujúcim procesy vzniku a šírenia ionizujúceho žiarenia v prostredí. Výber a vzájomné prepojenie vybraných tém má za cieľ poskytnúť základné znalosti na chápanie podstaty monitorovania a usmerňovania rizík pre obyvateľstvo a pracovníkov pri využívaní ionizujúceho žiarenia a jadrovej energie.

Výber tém v rámci predmetu sa formoval historicky z čias prvých vzdelávacích aktivít zameraných na prípravu odborníkov pre oblasť prevádzky jadrových zariadení.

Učebný text obsahuje aj vybrané témy z príbuzných predmetov, ktoré sú na úplné zvládnutie predkladaného učiva nevyhnutné. Naopak, tieto témy sa dajú použiť aj pre príbuzné predmety:

Jadrová fyzika a technika a Jadrová elektronika a detektory.

© 2022 doc. Ing. Róbert Hinca, PhD.

Učebný text bol vydaný pre osemnásty beh postgraduálneho rekvalifikačného štúdia „Bezpečnostné aspekty prevádzky jadrových zariadení“ na základe objednávok MH SR č. 4510016572 z 13.01.2022, a SE a.s., č. 4500307751, č. 4500307752 a č. 4500307755 zo 17.01.2022 u STU FEI. Text prešiel jazykovou úpravou.

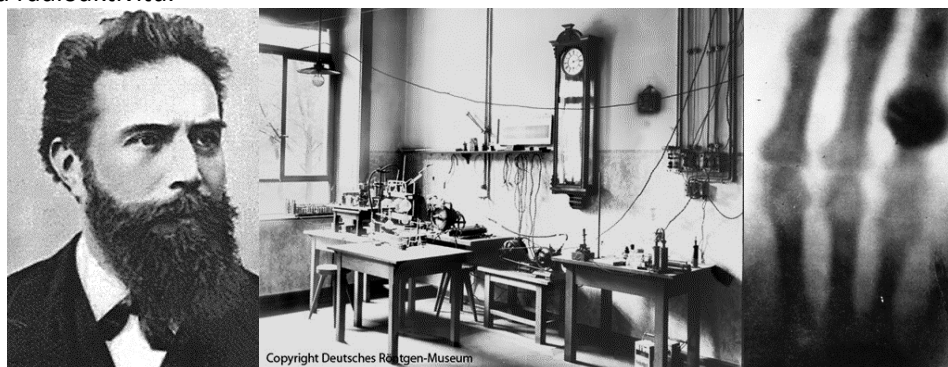
Obsah

1	Základy radiačnej ochrany	4
1.1	Historické aspekty radiačnej ochrany	4
1.2	Vývoj noriem radiačnej ochrany	6
1.3	Etické aspekty radiačnej ochrany.....	10
1.4	Základné princípy radiačnej ochrany	11
1.5	Vlastnosti žiarenia z pohľadu radiačnej ochrany	16
1.7	Radiačné pozadie	28
1.8	Definície základných pojmov radiačnej ochrany.....	37
1.9	Hodnotenie radiačnej ochrany	39
1.10	Podmienky na vykonávanie činnosti vedúcej k ožiareniu.....	40
1.11	Zabezpečenie radiačnej ochrany na pracovisku	42
2	Dozimetrická terminológia, veličiny a jednotky	44
2.1	Veličiny charakterizujúce zdroje ionizujúceho žiarenia	44
2.2	Veličiny opisujúce šírenie žiarenia a kvantifikáciu radiačných účinkov	47
2.3	Veličiny používané pri hodnotení ožiarenia.....	53
3	Biologické hľadiská radiačnej ochrany	57
3.1	Základné biofyzikálne procesy	57
3.2	Deterministické následky – tkanivové reakcie.....	60
3.3	Riziko rakoviny a dedičných následkov	63
3.4	Následky ožiarenia zárodka a plodu	66
4	Zdroje žiarenia v jadrovej elektrárni.....	67
4.1	Jadrový reaktor ako zdroj žiarenia	67
4.2	Zdroje žiarenia vznikajúce aktiváciou	68
4.3	Zdroje žiarenia vznikajúce pri štiepení.....	69
4.4	Ožiarovanie obyvateľstva v dôsledku exhalátov JE	71
4.5	Monitorovanie ožiarenia pracovníkov. Operačné veličiny.	75
4.6	Koncepcia zdôvodniteľného rizika pri využívaní jadrovej energie	78
5	Detekcia a meranie ionizujúceho žiarenia	80
5.1	Základné procesy detekcie žiarenia	80
5.2	Detektory ionizujúceho žiarenia používané v jadrovej energetike.....	81
5.3	Meranie dávky. Dozimetre.....	93
5.4	Meranie aktivity	101
6	Zoznam literatúry.....	111

1 Základy radiačnej ochrany

1.1 Historické aspekty radiačnej ochrany

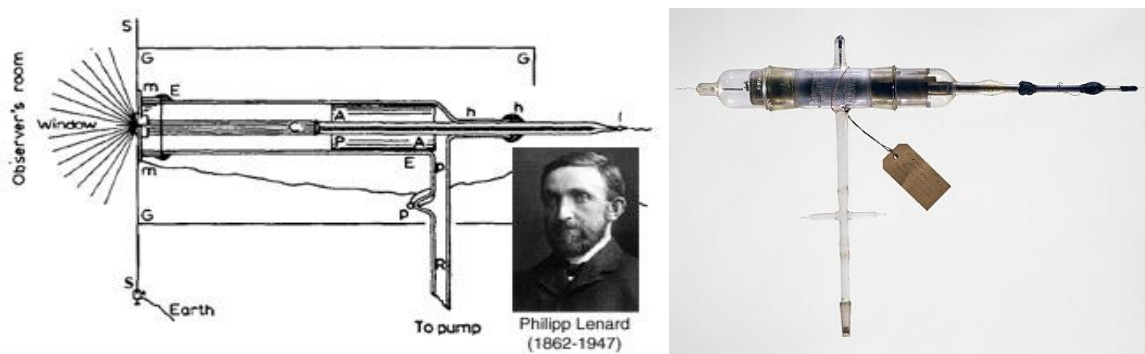
Na sklonku 19. storočia boli urobené dva významné objavy, ktoré znamenali začiatok intenzívneho výskumu a využitia ionizujúceho žiarenia. Koncom roka 1895 (8. novembra) Wilhelm Conrad Röntgen (nemecký fyzik, profesor vo Würtzburgu) oznámil objav doteraz neznámych lúčov, ktoré nazval X-lúčmi. Neskôr tieto 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.



Obr. 1.1. Wilhelm Conrad Röntgen. Dobové zariadenie pracovne. Povestný prvý RTG snímok vyhotovený Röntgenom 22. decembra 1895 a odoslaný fyzikovi Franzovi Exnerovi do Viedne.

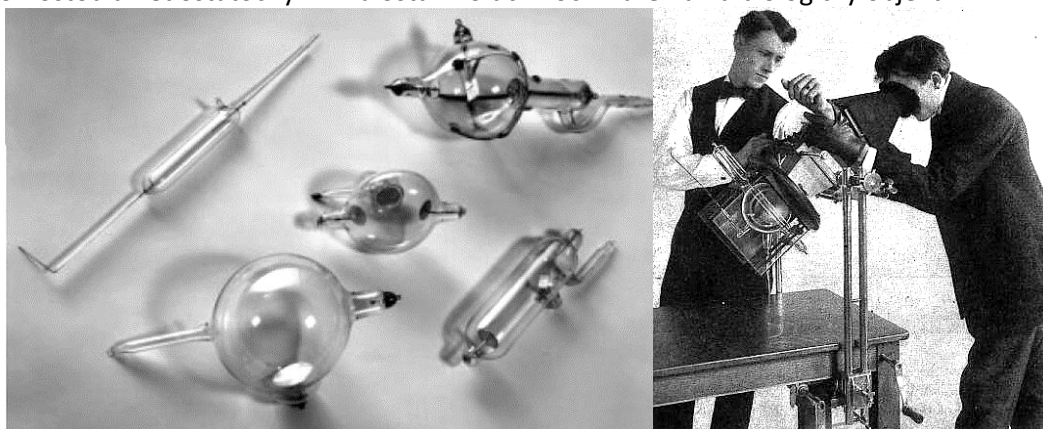
Pre históriu slovenskej vedy je v našom kontexte zaujímavé miesto bratislavského rodáka **Philippa Lenarda** (*1862 Pozsony, †1947 Messelhausen), nositeľa Nobelovej ceny za fyziku, ktorú dostal v roku 1905 za príspevok k objavu elektrónu. V čase štúdií na reálnom gymnáziu v Bratislave (do 1880) skúmal spolu so svojim profesorom fyziky Virgilom Klattom (1850 až 1935) fosforescenciu. Vo svojej vedeckej práci sa snažil dokázať existenciu vysokofrekvenčného elektromagnetického žiarenia predpovedaného Hermannom von Helmholtzom, ktorého žiakom bol Heinrich Hertz, u ktorého študoval samotný Lenard (Univerzita v Bonne). Pri výskume katódového žiarenia (študoval lúč elektrónov cez tzv. Lenardovo okienko) pozoroval podobne ako Röntgen fluorescenciu kryštálov v blízkosti katódy, ale nevenoval mu pozornosť. Neskôr pretendoval na spoluautorstvo v objave X-lúčov. Experimentálne sledoval a opísal fotoelektrický jav, ktorý neskôr teoreticky vysvetlil Albert Einstein, za čo získal Nobelovu cenu v roku 1921. Na návrh Prírodovedeckej fakulty Slovenskej univerzity v Bratislave dostal 3. 6. 1942 čestný doktorát prírodných vied Dr.h.c. Okrem toho doktoráty získal aj na univerzitách Oslo (1911) a Dráždany(1922). Pôsobenie Lenárda v nemeckej vede bolo prepletené angažovanosťou v nacistickej NSDAP, čo ho priviedlo k odmietaniu tzv. špekulatívnej židovskej teoretickej fyziky a presadzovaniu nemeckej árijskej fyziky. V roku 1936 vydal štvorzväzkové dielo „Deutsche Physik“. Za jeho pôsobenie v oddelení „Forschungsabteilung Judenfrage“ ho len omilostenie za vedecké zásluhy a vysoký vek zachránili pred tribunálom.

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.



Obr. 1.2. Lenardova trubica. Lenardovo okienko s tenkou hliníkovou doštičkou umožnilo nielen preskúmať vlastnosti katódových lúčov, ale tiež odseparovať elektróny a stanoviť ich hmotnosť.

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.



Obr. 1.3. Historické Röntgenove trubice a prvé prístroje s ich využitím – fluoroskopy.

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 **manželia Pierre a Marie Curie** 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. Za objav štiepenia jadier uránu v roku 1939 dostal **Otto Hahn** Nobelovu cenu za rok 1944. V tíme s ním boli aj **Fritz Strassman a Lisa Meitner**. Histórické udalosti donútili v roku 1938 Lisu Meitner opustiť Berlín kvôli židovským koreňom, preto sa považuje za nespravodlivé neudelenie Nobelovej ceny aj jej. 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. Enriko Fermi emigroval priamo zo Štokholmu s celou rodinou bezprostredne po udelení Nobelovej ceny za fyziku v roku 1938, ktorú získal za potvrdenie existencie nových rádioaktívnych prvkov

vytvorených neutrónovým ožarovaním a objav jadrových reakcií spôsobovaných ožiareními pomalými neutrónmi.

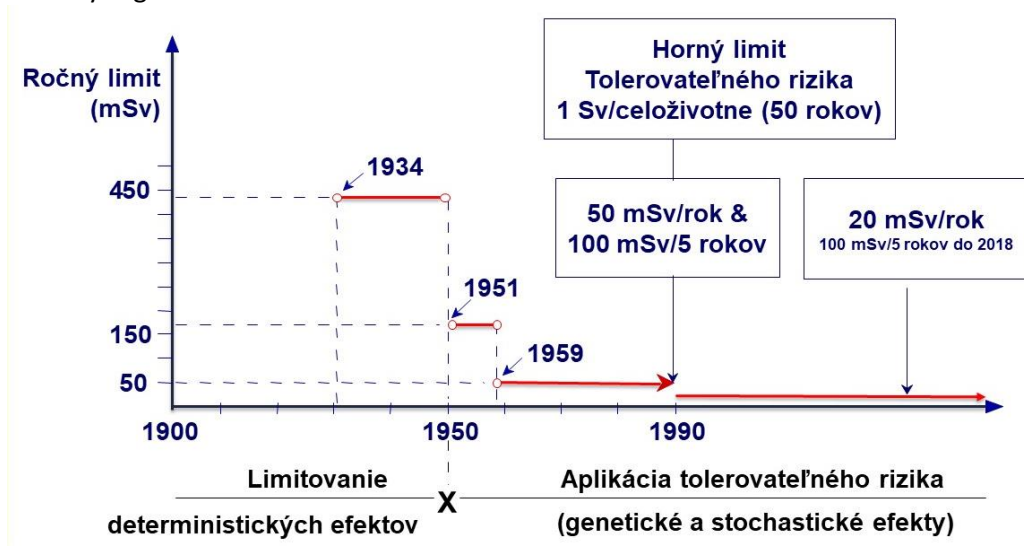
Začala éra jadrového zbrojenia, ktorej prvým negatívnym dôsledkom bolo bombardovanie miest Hirošima a Nagasaki v roku 1945. Päťdesiate a šesťdesiate roky sa zapíšu do dejín ako šialené zbrojné preteky jadrových veľmocí, keď počty atmosférických a pozemných pokusov atómových zbraní dosahovali niekoľko desiatok ročne na oboch stranách.

Prvýkrát začala jadrová energia slúžiť ľudstvu mierovým spôsobom v roku 1954, keď jadrová elektrárň v Obninsku (ZSSR) dodala do siete prvé kilowatthodiny 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, indikačné meradlá hladiny, hustoty, hrúbky, požiarne hlásiče, techniky rádioaktívnych indikátorov – meranie prúdenia kvapalín, difúzia, prietok, úniky...), 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 ožiareními.

1.2 Vývoj noriem radiačnej ochrany

Jedným zo základných pravidiel pri radiačnej ochrane je limitovanie ožiarenia. Na 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.



Obr. 1.4. Historický vývoj limitov ožiarenia

Treba si však uvedomiť, že je veľmi zložitý štatisticky spoľahlivo preukázať účinky malých dávok (t. j. dávok, mierne prevyšujúcich pozadie). Limity sú teda také dávky, ktoré pri každodennej expozícii počas mnohých rokov nevyvolávajú neregenerovateľné zmeny v ľudskom organizme (deterministické tkanivové reakcie) a pravdepodobnosť stochastických následkov (hlavne rakovina) je na spoločensky prijateľnej (akceptovateľnej) úrovni. O tom, že zodpovedne stanoví hornú hranicu najvyššej prípustnej

dávky je zložitá záležitosť, svedčí fakt, že bola mnohokrát znižovaná. V súčasnosti môžeme tvrdiť, že akceptovateľnú úroveň rizika prijíma demokratická spoločnosť na základe **subjektívneho vyhodnotenia** dostupných informácií. V podstate neexistuje (= neakceptuje sa) objektívne zdôvodnenie (vedecké, ekonomické, sociálne, filozofické) pre prijatie rozhodnutia o akceptovateľnej úrovni rizika. Môžeme tvrdiť, že akceptovateľná úroveň rizika sa neustále znižuje a tak odzrkadľuje ekonomické možnosti spoločnosti.

Chronológia vývoja noriem radiačnej ochrany:

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

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

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

r. 1934 - Ten istý výbor navrhol stanoviť hornú 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 sú bezpečné. 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 čas práce, aby nedošlo k jeho prekročeniu. **Vzdialenosť** a **čas** boli a sú najjednoduchšími spôsobmi ochrany pred ožiarением 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 odporúčení 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 reprodukčných orgánov.

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

r. 1951 - ICRP (Medzinárodná komisia pre radiačnú ochranu) vyslovila tieto požiadavky: Znížiť najvyššiu dovolenú dávku na hodnotu 0,5 R/týždeň (to zodpovedá 150 mSv/rok). Odporučit 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 dosiahnuteľné**) 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 (rad = 0,01 Gy) spolu s RBÚ váhovanou

jednotkou rem (rem = 0,01 Sv). Dovolená dávka bola stanovená na 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 odporučila 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 0,1 rem/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 s podmienkou, 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 odporúča využívať princíp optimalizácie. Optimálna ochrana mala byť dôsledkom analýzy nákladov a prínosov (cost benefit).

r. 1977 - ICRP vydala odporúčenie č. 26, ktoré zásadne ovplyvnilo 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 **odporúčenie č. 60**, ktorým 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 odporúčeniu ICRP 26 boli zvýšené 3 x, 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.

V marci 2007 bolo prijaté nové **Odporúčenie ICRP 103 [6]**, 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.

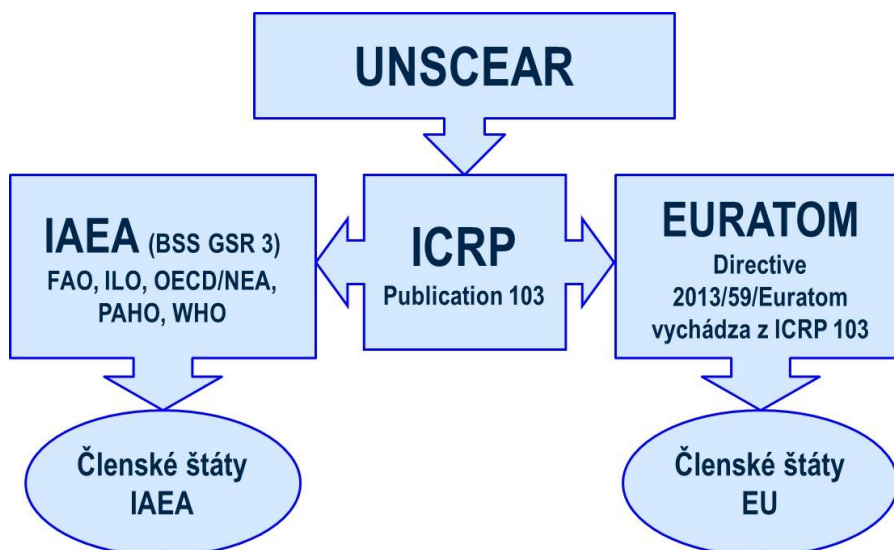
Ďalšou rozpracovanou novou oblasťou v ICRP 103 je prístup k preukazovaniu radiačnej ochrany **životného prostredia**.

Aplikácia nových odporúčaní ICRP na Slovensku sa premietla do Zákona **87/2018 Z.z. o radiačnej ochrane [3]**.

Podrobnosti o obmedzovaní ožiarenia boli neskôr spracované vo vyhláškach MZ SR podľa tohoto prehľadu:

Vyhlášky MZ SR ktorými sa ustanovujú podrobnosti o radiačnej ochrane	
96/2018 Z.z.	podrobnosti o činnosti radiačnej monitorovacej siete
98/2018 Z.z.	o obmedzovaní ožiarenia pracovníkov a obyvateľov z prírodných zdrojov ionizujúceho žiarenia
99/2018 Z.z.	o zabezpečení radiačnej ochrany
100/2018 Z.z.	o obmedzovaní ožiarenia obyvateľov z pitnej vody, z prírodnej minerálnej vody a z pramenitej vody
101/2018 Z.z.	pri vykonávaní lekárskeho ožiarenia
102/2018 Z.z.	Oznámenie o Opatrení MZSR č. S02933-2018-OL, z 19. marca 2018, ktorým sa ustanovujú diagnostické referenčné úrovne lekárskeho ožiarenia

V medzinárodnom kontexte moderný prístup k manažmentu radiačnej ochrany vychádza zo základných informácií hodnotenia následkov ožiarenia na ľudské zdravie a životné prostredie, ktoré sa sústreďujú vedeckým výborom OSN pre účinky atómového žiarenia – UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation). Na základe poznatkov UNSCEAR relevantné medzinárodné organizácie formulujú normy radiačnej ochrany pre obyvateľstvo, pacientov a pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia. Napríklad súčasné bezpečnostné normy radiačnej ochrany vychádzajú z informácií UNSCEAR spracovaných ICRP a spoločne odporúčaných EC (Rada Európy, Euratom) IAEA (International Atomic Energy Agency), FAO (Food and Agriculture Organization of the United Nations), ILO (International Labour Organization), OECD/NEA (Nuclear Energy Agency of the Organization for Economic Cooperation and Development), PAHO (Pan American Health Organization) a WHO (World Health Organization).



Obr. 1.5. Medzinárodné organizácie zapojené do definovania noriem radiačnej ochrany a ich vzájomné prepojenia.

1.3 Etické aspekty radiačnej ochrany

Činnosť vedúca k ožiareniu, podobne ako každá iná ľudská činnosť, je vždy spojená s určitou mierou rizika. Riziko je spojené s možným vplyvom na zdravie, preto etické aspekty činnosti vedúcej k ožiareniu vychádzajú z etických princípov **ochrany zdravia** a etických princípov **riadenia rizika** pre jednotlivcov a spoločnosť. Úroveň zdravotníckej starostlivosti, ochrany a podpory zdravia zodpovedá ekonomickej úrovni spoločnosti a definuje novodobu zavedený termín verejné zdravie a verejné zdravotníctvo.

Radiačnú bezpečnosť (radiačnú ochranu) môžeme chápať ako komplementárny pojem k radiačnému riziku. Dôležitou súčasťou bezpečnosti potom bude aj aspekt podstúpenia rizika jednotlivcom, spravodlivého rozdelenia rizika, vzťah medzi rizikom a prínosmi za podstúpené vyššie riziko a pod.

Filozofické základy bezpečnosti sa formovali tisíročia a môžeme predpokladať, že základy radiačnej ochrany, ktoré sa formulovali za posledné storočie budú v súlade so všeobecnou etikou. Ak budeme vychádzať zo základných etických princípov v zdravotníctve a ochrane zdravia, čo má k radiačnej ochrane veľmi blízko, tak môžeme nazvať tieto etické princípy [8]:

- **Nonmaleficiencia – neuškodiť.** Súčasťou princípu je snaha nevytvárať riziko, minimalizovať možné riziká. V radiačnej ochrane s týmto princípom súvisí princíp odôvodniteľnosti, princíp optimalizácie (ALARA – As Low As Reasonably Achievable) a aj princíp limitovania.
- **Beneficiencia – prospešnosť.** Činnosti (aj spojené s rizikom) by mali prinášať prospech. Prospech by mal prevládať nad škodlivosťou. Princíp „rob dobro“ sa nedá chápať ako príkaz resp. zákaz, ak môže ohroziť dotknuté osoby. Tie však môžu naplniť princíp dobrovoľne (milosrdenstvo, altruizmus, filantropia, sebaobetovanie). Patrí sem aj:
 - Ochrana života (prevencia).
 - Obnova zdravia (liečba, starostlivosť).
 - Zlepšovanie kvality života.
 - Úľava od utrpenia a bolesti.

V radiačnej ochrane sa stretávame s hodnotením rizika (Risk – benefit assessment). Často sa spája do princípu minimalizovať škody a maximalizovať benefit, čo je súčasťou princípu **optimalizácie radiačnej ochrany**.

- **Justice – spravodlivosť** pri rozdeľovaní rizík a prínosov (benefitov). Každý musí dostať spravodlivo čo mu patrí (aj výhody aj nevýhody). Kritériá spravodlivosti je viac:
 - rovnosť – každý rovnako (nediskriminovať podľa rasy, ochorenia, pohlavia...),
 - potreba – podľa potreby, zabezpečiť len rozumné potreby, základné potreby, životne dôležité potreby, podľa zásluh...

Existujú samozrejme aj rozdiely v rozdelení rizika: obmedzenia podľa pohlavia, zdravotného stavu a veku (ožiarenie mladistvých, tehotných, kojáčich žien). Prednosť pred princípom spravodlivosti dostávajú v tomto prípade iné princípy ochrany zdravia.

- **Autonomy, dignity – rešpekt k ľudskej dôstojnosti.** Princíp je odvodený od ľudských práv a slobôd. Každý človek môže rozhodovať o vlastnom živote (Immanuel Kant). Občanom treba povoliť realizovať svoj potenciál, ak si to želajú dovtedy, pokiaľ neohrozujú slobodu iných ľudí (utilitariánstvo - J. S. Mill). Môžu slobodne podstúpiť riziko. Ohraničenie autonómie sa musí odôvodniť inými princípmi (napr. neuškodiť). **S princípom autonómie je spojený informovaný súhlas, právo na informácie, vzdelanie, spolurozhodovanie...** Právo na informácie súvisí s rizikom a škodlivými následkami, ktorým môže byť jednotlivec vystavený, aby mohol prijať preventívne opatrenia, ktoré by mohli zabrániť týmto škodlivým účinkom a mohol konať na základe jasného vyhodnotenia a pochopenia dôsledkov svojho rozhodnutia. Súhlas podstúpiť riziko teda musí byť informovaný a dobrovoľný na základe múdreho rozhodnutia. Právo na informácie v radiačnej ochrane je súčasťou kultúry bezpečnosti.
- **Prudence – opatrnosť.** Vedie k hľadaniu najvhodnejšieho, najbezpečnejšieho spôsobu činnosti. V kultúre bezpečnosti (jadrovej, radiačnej) je opatrnosť sformulovaná ako pochybovačný prístup. Je to uznávaný princíp zdravej spoločnosti (organizácie). Žiadna otázka nie je zbytočná alebo hlúpa. Nedostatok vedeckých informácií by ale nemal viesť k odkladu nevyhnutných činností na predchádzanie škôd v životnom prostredí, ak taká hrozba existuje

(nežiaduca – zbytočná opatrnosť). Tieto aspekty sa dajú zahrnúť do princípu optimalizácie radiačnej ochrany.

V radiačnej ochrane sa základné etické princípy premietli do **troch základných princíпов radiačnej ochrany**:

- 1. Odôvodnenosť – justification.** Nikto nesmie byť vystavený riziku bezdôvodne, t. j. bez benefitu pre seba resp. spoločnosť. Každý má právo na ochranu. Tento princíp má vzťah k etickým princípom non-maleficence (neuškodiť) a beneficence (prospešnosť).
- 2. Optimalizácia radiačnej ochrany.** Pravdepodobnosť ožiarenia, počet ožiarených osôb a veľkosť ich osobných dávok majú byť udržiavané tak nízko, ako je rozumne dosiahnuteľné pri zvážení ekonomických a spoločenských hľadísk. Princíp je známy aj pod skratkou ALARA – As Low As Reasonably Achievable. Pojem rozumnosti sa do odporúčaní ICRP dostal v roku 1977, keď sa prvýkrát pokúsili kvantifikovať rozumne dosiahnuteľnú úroveň na základe cost-benefit analýz. Predtým od roku 1955 sa používal pojem prakticky dosiahnuteľnej úrovne (practically achievable). S pojmom rozumne dosiahnuteľná úroveň je spojená **tolerovateľná úroveň ožiarenia** (rizika), ktorá má vzťah nielen k riziku (princíp non-maleficence – neuškodiť a prudence – opatrnosť) ale aj k prínosom pre osobu a spoločnosť (princíp beneficence – prospešnosť, prínos). V odporúčaní ICRP z roku 2007 a neskôr aj v Zákone o radiačnej ochrane č. 87/2018 Z. z. sa tolerovateľné úrovne vzťahujú na každý typ situácie ožiarenia v podobe **medzných dávok**.
- 3. Limitovanie ožiarenia.** Limity predstavujú hranicu medzi akceptovateľnou a neakceptovateľnou úrovňou rizika. Každý, kto vykonáva činnosť vedúcu k ožiareniu, je povinný obmedziť ožiarenie pracovníkov a obyvateľov zo všetkých vykonávaných činností tak, aby neprekročilo limity ožiarenia. Pri uplatňovaní etických princíпов a princíпов radiačnej ochrany sa neustále objavujú výzvy pre zlepšovanie, ako zariadiť vyšší prínos ako riziko, ako znížiť riziko, ako spravodlivejšie rozdeľovať riziko a samozrejme jednať s ľuďmi dôstojne. Zo zdravotníckej praxi vieme, že vo vybraných situáciách si niektoré etické princíпы môžu konkurovať a odporovať a vtedy treba niektorý uprednostniť. Príkladom je ak sa napríklad lekár rozhodne zatajiť pred pacientom pravdu o jeho zdravotnom stave (právo pacienta súvisí s ľudskou dôstojnosťou) v snahe neuškodiť (pacient sa môže nervovo zrútiť, prestať spolupracovať...).

1.4 Základné princíпы radiačnej ochrany

Základné princíпы 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 pri dávkach, ktoré sa očakávajú v dôsledku plánovaných expozičných situácií.

1. princíp: Odôvodnenie činnosti vedúcej k ožiareniu

Činnosť vedúcu k ožiareniu možno vykonávať, len ak je odôvodnená; za odôvodnenú sa považuje taká činnosť vedúca k ožiareniu, 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 viacej úžitku než škody. Všetky nové druhy činností vedúcich k ožiareniu sa musia pred svojím prvým zavedením do praxe alebo prvým povolením odôvodniť. Odôvodnenia existujúcich druhov činností vedúcich k ožiareniu sa musia prehodnotiť, keď sa získajú nové a významné poznatky o ich pôsobení alebo následkoch. Aby sa zabezpečilo zdôvodnenie celkového prínosu pre spoločnosť a nielen bezprostredne iba pre jednotlivcov, uvedenie do prevádzky veľkých zdrojov ožiarenia napr. jadrovej elektrárne, tak konečné rozhodnutie o odôvodniteľnosti prislúcha vláde alebo vládnym orgánom. Súčasťou procedúry rozhodovania je aj verejné prejednávanie, ktoré predpokladá vyjadrenie prevádzkovateľa, profesných odborných organizácií, mimovládnych organizácií či súkromných osôb.

2. princíp: Optimalizácia radiačnej ochrany

Tento princíp je pre moderný prístup k radiačnej ochrane kľúčový a spočíva v tom, že pravdepodobnosť ožiarenia, počet ožiarených osôb a veľkosť ich osobných dávok majú byť udržiavané tak nízko, ako to možno rozumne dosiahnuť 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. Technické požiadavky, organizačné požiadavky a postupy používané pri optimalizácii radiačnej ochrany sú uvedené v prílohe č. 2 Zákona č. 87/2018 Z. z. o radiačnej ochrane.

Pri výbere optimálneho variantu zabezpečenia radiačnej ochrany (**kvalitatívna optimalizácia**) sa zvažujú

- a) úrovne ožiarenia osôb na porovnanie možností zníženia plánovaných, vykonávaných alebo potenciálnych dávok osôb alebo skupín osôb,
- b) medzné dávky alebo referenčné úrovne, ak sú pre danú činnosť určené,
- c) technické, organizačné a ekonomické hľadiská,
- d) príklady dobrej praxe.

Pri kvantitatívnej optimalizácii radiačnej ochrany sa spravidla porovnávajú náklady na rôzne opatrenia na zlepšenie radiačnej ochrany, ako je zmena zdroja ionizujúceho žiarenia, premiestnenie osôb, vybudovanie dodatočných bariér, použitie špeciálnych nástrojov alebo osobných ochranných pracovných prostriedkov a ochranných pomôcok, s finančným ohodnotením očakávaného prínosu daného opatrenia. Úroveň radiačnej ochrany sa považuje za rozumne dosiahnuteľnú, ak náklady na všetky ďalšie prístupné alternatívne opatrenia sú vyššie ako prínos opatrenia, ak vykonanie opatrenia nevyžaduje osobitné spoločenské požiadavky alebo podmienky. Očakávaný prínos opatrenia sa pri týchto postupoch vyčíslí tak, že zníženie kolektívnej efektívnej dávky posudzovanej skupiny osôb, ktoré sa dosiahne vykonaním opatrenia, sa násobí súčiniteľom, ktorým je peňažný ekvivalent, nie je nižší ako

- a) 33 000 eur x manSv^{-1} pre činnosť vedúcu k ožiareniu, pri vykonávaní ktorej v kalendárnom roku priemerné dávky ožiarených osôb nepresiahnu jednu desatinu príslušných limitov ožiarenia,
- b) 50 000 eur x manSv^{-1} pre ožiarenie, pri ktorom v kalendárnom roku priemerné dávky ožiarených osôb presahujú jednu desatinu, ale nepresahujú tri desatiny príslušných limitov ožiarenia,
- c) 200 000 eur x manSv^{-1} pre ožiarenie, pri ktorom v kalendárnom roku priemerné dávky ožiarených osôb presahujú tri desatiny príslušných limitov ožiarenia,
- d) 660 000 eur x manSv^{-1} pre činnosti vedúce k ožiareniu, kde efektívna dávka pracovníka je v priemere 20 až 50 mSv v kalendárnom roku,
- e) 40 000 eur x manSv^{-1} pre lekárske ožiarenie,
- f) 150 000 eur x manSv^{-1} pre ožiarenie pri radiačnej mimoriadnej udalosti.

Ako limit efektívnej dávky pracovníka sa na optimalizáciu berie hodnota 20 mSv za rok. Prínos a náklady sa uvažujú na plánované obdobie prevádzky, životnosti alebo používania realizácie príslušného technického opatrenia alebo ochrany.

Prevádzkovateľ môže používať pri optimalizácii iný peňažný ekvivalent ako podľa odseku 1, ktorý nemá byť nižší ako uvedené hodnoty. Ak je možných niekoľko alternatív zabezpečenia radiačnej ochrany, spravidla sa používajú analýzy efektívnosti nákladov a analýzy prínosu a vyberie sa najefektívnejšia alternatíva.

Optimalizáciu radiačnej ochrany pred začatím činnosti vedúcej k ožiareniu nie je potrebné preukazovať, ak

- a) pri danej činnosti vedúcej k ožiareniu je preukázané, že pri bežnej prevádzke a pri očakávaných odchýlkach od bežnej prevádzky ročná efektívna dávka u žiadneho z pracovníkov neprekročí jeden mSv a ročná efektívna dávka u žiadnej inej osoby neprekročí 10 μSv ,

- b) spôsob zabezpečenia radiačnej ochrany zodpovedá štandardom radiačnej ochrany pre jednotlivé činnosti vedúce k ožiareniu alebo pre jednotlivé zdroje ionizujúceho žiarenia.

3. princíp: Limitovanie ožiarenia

Ožiarenie osôb zo všetkých kontrolovaných zdrojov v plánovaných expozičných situáciách nesmie prekročiť limity ožiarenia. Výnimku tvoria lekárske expozície pacientov, kde sa princíp limitovania neaplikuje. **Každý, kto vykonáva činnosť vedúcu k ožiareniu, je povinný obmedziť ožiarenie pracovníkov a obyvateľov zo všetkých vykonávaných činností tak, aby neprekročilo 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 biomedicínskeho výskumných programov.

Limity ožiarenia sa členia na limity

- a) pracovníka,
- b) žiaka alebo študenta,
- c) obyvateľa.

Limity ožiarenia pracovníka v kalendárnom roku sú

- a) efektívna dávka 20 mSv,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 20 mSv,
- c) ekvivalentná dávka v koži 500 mSv, vzťahuje sa na priemernú dávku na ploche ľubovoľného 1 cm² bez ohľadu na veľkosť ožiarenej plochy kože,
- d) ekvivalentná dávka v končatinách 500 mSv.

Limity ožiarenia obyvateľa v kalendárnom roku sú

- a) efektívna dávka 1 mSv,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 15 mSv,
- c) ekvivalentná dávka v koži 50 mSv, vzťahuje sa na priemernú dávku na ploche ľubovoľného 1 cm² bez ohľadu na veľkosť ožiarenej plochy kože.

Limity ožiarenia žiaka a študenta vo veku od 16 rokov do 18 rokov v kalendárnom roku sú

- a) efektívna dávka 6 mSv,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke 15 mSv,
- c) ekvivalentná dávka v koži 150 mSv, vzťahuje sa na priemernú dávku na ploche ľubovoľného 1 cm² bez ohľadu na veľkosť ožiarenej plochy kože,
- d) ekvivalentná dávka v končatinách 150 mSv.

Limity ožiarenia žiaka a študenta sa vzťahujú na ožiarenie, ktorému je vedome a dobrovoľne vystavený počas vzdelávania a prípravy na výkon povolania. Limity ožiarenia žiaka mladšieho ako 16 rokov sú rovnaké ako limity ožiarenia obyvateľa. Limity ožiarenia žiaka a študenta staršieho ako 18 rokov sú rovnaké ako limity ožiarenia pracovníka.

Limity ožiarenia obyvateľa sa vzťahujú, ak ide o limit efektívnej dávky na súčet všetkých ročných efektívnych dávok z vonkajšieho ožiarenia a úväzkov efektívnych dávok z vnútorného ožiarenia, a ak ide o limity ekvivalentných dávok na súčet všetkých ročných ekvivalentných dávok. Do ožiarenia

obyvateľa sa započítavajú dávky pochádzajúce zo všetkých ciest ožiarenia jednotlivca z obyvateľstva, zo všetkých zdrojov ionizujúceho žiarenia a všetkých registrovaných a povolených činností so zdrojmi ionizujúceho žiarenia, ktoré prichádzajú do úvahy.

Prekročenie limitu ožiarenia u pracovníka nie je dôvodom na jeho vyradenie z pracovnej činnosti so zdrojom ionizujúceho žiarenia; pri prekročení limitu ožiarenia je zamestnávateľ povinný poslať pracovníka podľa na **mimoriadnu lekársku preventívnu prehliadku** vo vzťahu k práci na posúdenie jeho zdravotného stavu a zdravotnej spôsobilosti na prácu so zdrojmi ionizujúceho žiarenia.

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 situácií ožiarenia (expozičných situácií)**, teda takých, ktoré zahŕňajú bežné činnosti pri používaní zdrojov žiarenia. Ak sa vyskytnú náhodné neočakávané situácie alebo nepriaznivé zásahy, ktoré vyžadujú bezodkladnú pozornosť, hovoríme o **nehodových situáciách ožiarenia**. **Existujúce situácie ožiarenia** sú také, ktoré už existujú, keď sa rozhoduje o ich regulácii, ako sú napríklad situácie spôsobené prírodným radiačným pozadím.

Princíp odôvodnenia činnosti sa aplikuje pri všetkých situáciách ožiarenia.

Pre plánované situácie ožiarenia nová legislatíva (Zákon č. 87/2018 Z. z.) zachováva individuálne dávkové **limity** efektívnej dávky a ekvivalentnej dávky zo všetkých kontrolovateľných zdrojov.

Pre všetky expozičné situácie sa aplikuje **princíp optimalizácie radiačnej ochrany**, pričom pre plánované situácie sú definované **dávkové a rizikové optimalizačné medze (medzné dávky)** a pre nehodové a existujúce expozičné situácie sú definované **referenčné úrovne**.

Medzná dávka je obmedzenie, ktoré sa používa v procese optimalizácie pri plánovanej situácii ožiarenia na obmedzenie alternatív riešenia. Medzné dávky sa určujú ako individuálne efektívne dávky alebo ekvivalentné dávky za určité časové obdobie. Medzné dávky ožiarenia pri práci stanovuje v rámci optimalizácie ožiarenia pracovníkov **prevádzkovateľ pracoviska** v prevádzkových predpisoch a predkladá ich na posúdenie príslušnému orgánu radiačnej ochrany; pre externých pracovníkov medznú dávku stanovuje prevádzkovateľ pracoviska v spolupráci so zamestnávateľom. **Medzná dávka ožiarenia obyvateľa** pre jednotlivé plánované činnosti sa musí stanoviť tak, aby súčet dávok, ktoré by mohol dostať jednotlivec z obyvateľstva zo všetkých plánovaných činností so zdrojmi žiarenia, **neprekročil limity** ožiarenia obyvateľa.

Zákon definuje aj pojem **medzná hodnota rádiologického ukazovateľa** kvality pitnej vody (resp. minerálnej vody, pramenitej vody). Je to hodnota rádiologického ukazovateľa kvality pitnej vody, ktorej prekročením stráca pitná voda vyhovujúcu kvalitu v ukazovateli, ktorého hodnota bola prekročená.

Referenčná úroveň v núdzovej situácii ožiarenia alebo v existujúcej situácii ožiarenia sa určuje ako hodnota individuálnej efektívnej dávky, ekvivalentnej dávky alebo mernej aktivity rádionuklidu, pri prekročení ktorej sa ožiarenie v dôsledku danej núdzovej situácie považuje za nežiadúce. Pri optimalizácii radiačnej ochrany sa prednostne rieši ožiarenie nad referenčnou úrovňou, pričom sa naďalej vykonáva aj pod referenčnou úrovňou.

Referenčné úrovne na optimalizáciu ožiarenia obyvateľov vyjadrené efektívnou dávkou na obyvateľa sa určujú v rozsahu

1. 20 až 100 mSv za rok v núdzovej situácii ožiarenia,
2. 1 až 20 mSv za rok v existujúcej situácii ožiarenia, ktorá je následkom núdzovej radiačnej situácie.

Obmedzenie ožiarenia vzhľadom na vek

Činnosť vedúcu k ožiareniu, pri vykonávaní ktorej by mohlo ožiarenie pracovníka prekročiť niektorý z limitov ožiarenia obyvateľa, môžu vykonávať len pracovníci, ktorí dosiahli vek 18 rokov. Mladiství vo veku od 16 rokov do 18 rokov môžu vykonávať činnosť vedúcu k ožiareniu len z dôvodu vzdelávania a prípravy na výkon povolania.

Osobitné požiadavky na ochranu tehotných a dojčiacich pracovníčok

Žena, ktorá pracuje na pracovisku so zdrojmi ionizujúceho žiarenia, alebo ktorá je počas pracovnej činnosti vystavená ožiareniu, je povinná bezodkladne po zistení tehotenstva informovať o tehotenstve prevádzkovateľa; ak je externou pracovníčkou, musí bezodkladne informovať aj zamestnávateľa. Prevádzkovateľ alebo zamestnávateľ externej pracovníčky je povinný bezodkladne zabezpečiť úpravu pracovných podmienok tehotnej pracovníčky tak, aby efektívna dávka nenarodeného dieťaťa od času, keď pracovníčka informovala o svojom tehotenstve až do ukončenia tehotenstva neprekročila 1 mSv. Tehotným ženám je zakázané 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 nenarodeného dieťaťa počas tehotenstva prekročí 1 mSv.

Ak žena, ktorá pracuje v kontrolovanom pásme pracoviska s otvorenými rádioaktívnymi žiaričmi, prevádzkovateľovi pracoviska oznámi že **dojčí**, prevádzkovateľ pracoviska je povinný bezodkladne **vyradiť ju z práce** v kontrolovanom pásme pracoviska a upraviť jej pracovné podmienky tak, aby sa riziko povrchovej kontaminácie tela, riziko príjmu rádionuklidov a riziko ožiarenia dojčeného dieťaťa z kontaminovaného materského mlieka obmedzilo na najnižšiu možnú úroveň.

Výnimočné ožiarenie

Za mimoriadnych okolností alebo pri vykonávaní osobitných pracovných postupov v rámci plánovanej pracovnej činnosti, príslušný orgán radiačnej ochrany môže individuálne povoliť pracovníkovi v niektorom kalendárnom roku osobné dávky, ktoré prekračujú limity ožiarenia pracovníka (ďalej len „výnimočné ožiarenie“).

Výnimočné ožiarenie možno povoliť len vtedy, ak je časovo obmedzené, pracovná činnosť sa vykonáva v určenom pracovnom priestore a príslušný orgán radiačnej ochrany stanovil pre výnimočné ožiarenie osobitné autorizované limity; výnimočné ožiarenie sa nevzťahuje na ožiarenie osôb pri núdzovej situácii ožiarenia.

Maximálna hodnota pre autorizované limity pri výnimočnom ožarení je

- a) efektívna dávka **50 mSv** za kalendárny rok za predpokladu, že efektívna dávka za ktorýchkoľvek päť po sebe nasledujúcich rokov neprekročí 100 mSv,
- b) ekvivalentná dávka v očnej šošovke **50 mSv** za kalendárny rok za predpokladu, že ekvivalentná dávka v očnej šošovke za ktorýchkoľvek päť po sebe nasledujúcich rokov neprekročí 100 mSv,
- c) ekvivalentná dávka v koži alebo ekvivalentná dávka v končatinách dvojnásobok limitov ožiarenia pracovníka (**1000 mSv**).

1.5 Vlastnosti žiarenia z pohľadu radiačnej ochrany

Existuje veľa druhov ionizujúceho žiarenia, avšak z pohľadu monitorovania a radiačnej ochrany majú najväčší význam iba tie základné: alfa žiarenie, beta žiarenie, fotónové žiarenie a neutróny. Porovnanie základných parametrov žiarenia je uvedené v Tabuľke 1.1. Dolet uvedený v tabuľke predstavuje vzdialenosť vo vzduchu, za ktorou sa zníži intenzita daného žiarenia na 99,9 % (o 3 rády).

Tabuľka 1.1. Porovnanie základných parametrov žiarenia [2]

Parameter	Žiarenie (E=1 MeV)				
	Alfa (α)	Protón (p)	Beta (β), Elektrón (e)	Fotón (γ , X ray)	Neutrón (n)
Náboj	+2	+1	-1	neutrálny	neutrálny
Ionizácia	Priamo	Priamo	Priamo	Nepriamo	Nepriamo
Hmotnosť (amu)	4,001506	1,007276	0,00054858	—	1,008665
Rýchlosť (m/s)	$6,944 \times 10^6$	$1,38 \times 10^7$	$2,82 \times 10^8$	$2,998 \times 10^8$	$1,38 \times 10^7$
Od rýchlosti svetla	2,3 %	4,6 %	94,1 %	100 %	4,6 %
Dolet vo vzduchu	0,56 cm	1,81 cm	319 cm	820 m	390 m

Žiarenie alfa

S **α -premenou** sa stretávame pri ťažkých jadrách od olova vyššie a jadrách niektorých vzácnych zemín. Častice alfa emituje väčšina nuklidov používaných ako jadrové palivá. Ich presné meranie má teda veľký praktický význam. Jadrová α -premena prebieha podľa tohoto 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.

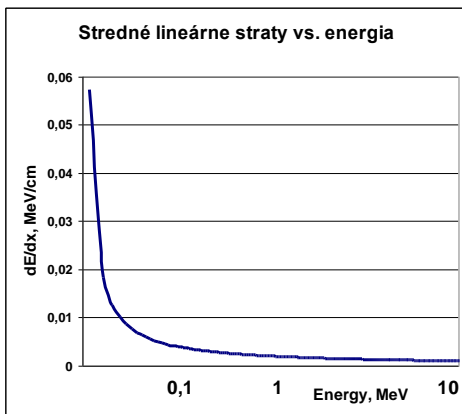
Pri prechode α častíc cez hmotné prostredie dochádza k **pružnému rozptylu** na elektrónoch a jadrách atómov prostredia, pričom α častice prakticky nestrácajú energiu. Dochádza aj k **nepružným zrážkam** s orbitálnymi elektrónmi. Pri týchto zrážkach dochádza k ionizácii a vzbudzovaniu atómov a molekúl, 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 0,035 mm (35 μ m) tkaniva. (Ochranná vrstva mŕtvych buniek kože je okolo 70 μ m). 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:

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

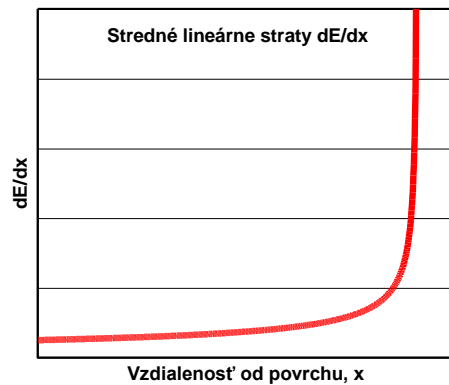
kde E – je kinetická energia častice,
 N – počet jadier absorbátora v jednotke objemu,
 Z – atómové číslo absorbátora,
 z-e – náboj častice,
 v – jej rýchlosť,
 K – číselný multiplikátor (spôsobí zvyšovanie L pri relativistických rýchlostiach).

Rozlišujeme medzi energiou, ktorú žiarenie stratí na jednotku dráhy pri prechode látkou (celkové lineárne straty – „S – stopping power“ vyjadrenú v MeV/cm, nazýva sa tiež brzdná schopnosť) a energiou ktorá sa látkou pohltí na jednotku dráhy (lineárny prenos energie – „LET – Linear Energy Transfer“ keV/μm). Celkové lineárne straty zahŕňajú radiačné a zrážkové straty. Lineárny prenos energie LET predstavuje energiu stratenú v elektrónových zrážkach. Niekedy sa definuje hranica Δ, ktorá predstavuje maximálnu energiu dE odovzdanú pri jednom akte zrážky, ktorú ešte zarátavame do veličiny LET označovanej ako L_Δ. Elektróny, ktoré prijali energiu väčšiu ako Δ, získajú dostatok energie aby unikli z uvažovaného úseku dl a odovzdávajú energiu mimo tohto úseku. Hodnotu LET pre všetky vzniknuté elektróny, teda definovanej pre Δ=∞ označujeme L_∞.

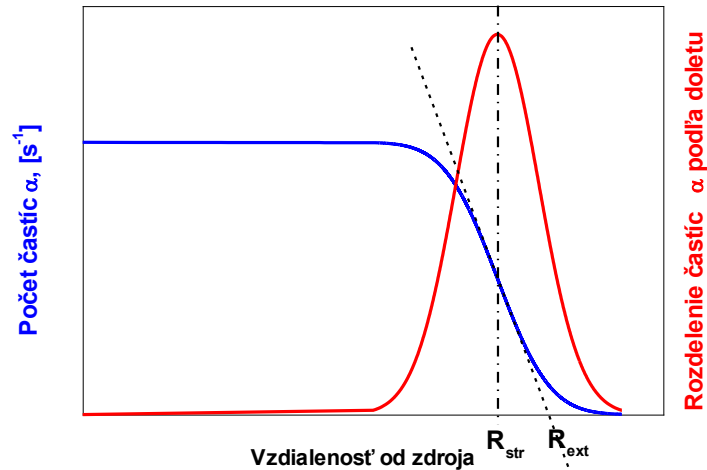
Zo vzťahu 1.2 vidno, že stredné lineárne straty na ionizáciu a vzbudzovanie sú nepriamo úmerné štvorcu rýchlosti častice teda energii častice, ako to znázorňuje Obr. 1.1. Najväčšiu ionizáciu budeme teda pozorovať na konci dráhy častice, keď v→0, ako to vyplýva aj z Obrázku 1.2. Takáto závislosť sa dá 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 vytvoria atóm. Ak uvažujeme o alfa častici, tak tá s dvoma elektrónmi vytvorí atóm hélia (podobne aj protón s jedným elektrónom vytvára vodík).



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.

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 ingestii 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 samoabsorbcie v meranom objeme, absorbcie vo vzduchu medzi detektorom a meraným materiálom, absorbcie 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.

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 ${}^1_0n \rightarrow {}^1_1p + {}^0_{-1}e + \nu^-$. Častica β^+ vzniká rozpadom vnútrojadrového protónu na pozitron, neutrón

a neutríno podľa rovnice ${}^1_1p \rightarrow {}^1_0n + {}^0_{-1}e + \nu$. Pozitróny 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 protifaľných smeroch. Tieto sú oveľa prenikavejšie, ako pôvodné pozitróny.

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 spojité 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 jednotkový 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. Preto sa pre tienenie vyberá materiál s malým Z, najčastejšie hliník a materiál s veľkým Z akým je olovo je z tohto pohľadu nevhodný.

Tabuľka 1.2. Parametre vybraných beta rádionuklidov

Parameter Nuklid	$E_{\beta\text{str}}$ [keV]	$E_{\beta\text{max}}$ [keV]	Výťažok Y [%]	Typické E_γ [keV]	Polčas premeny $T_{1/2}$ [rok]
${}^{60}\text{Co}$	95,6	317	99,88	1173, 1333	5,2711
${}^{90}\text{Sr}/{}^{90}\text{Y}$	196/927	546/2280	100/100	–	28,8/2,67d
${}^{137}\text{Cs}$	174 a 416	514 a 1176	94,4 a 5,6	661,657 (85%)	30,05
${}^{204}\text{Tl}$	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, dostaneme:

$$\frac{N_0}{2} = N_0 \cdot e^{-\mu d_{1/2}} \quad \Rightarrow \quad d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (1.5a)$$

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 odmocnине 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, keď 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

Z pohľadu merania a ochrany pred ožiareními si treba uvedomiť, že beta žiarenie rádionuklidov je **slabo prenikavé**. Dolet beta častíc z rádionuklidových zdrojov závisí od maximálnej energie beta spektra. Typická hodnota doletu v pevných látkach (Al) je **1 až 3 mm**. Vo vzduchu sú to **metre**.

Dolet sa v publikáciách o radiačnej ochrane vyjadruje v jednotkách hrúbky materiálu vynásobenej hustotou (jednotka g/cm^2), ktorá sa v odbornom slangu nazýva plošná hustota (density thickness). Dolet sa približne dá vypočítať pomocou empirických vzťahov (Feather's rule) [14]:

$$\text{pre } E_{\beta_{\max}} > 0,6 \text{ MeV je } R(\text{g/cm}^2) = 0,542 \cdot E - 0,133 \quad (1.6a)$$

$$\text{pre } E_{\beta_{\max}} < 0,8 \text{ MeV je } R(\text{g/cm}^2) = 0,407 \cdot E^{1,38} \quad (1.6b)$$

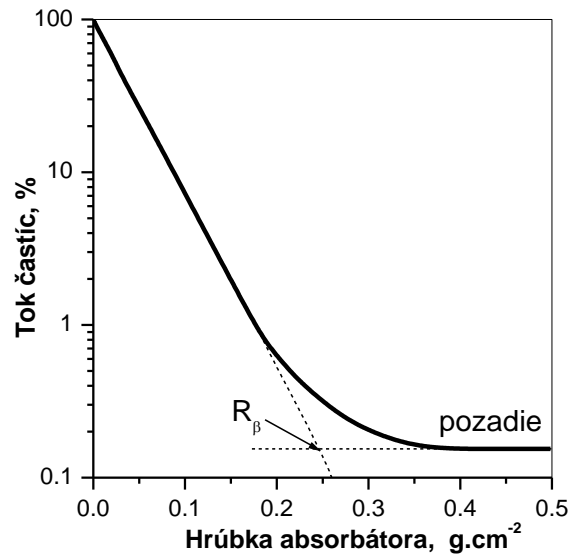
Z pohľadu merania má význam:

- meranie **vonkajšieho ožiarenia** osobným dozimetrom pre slabo prenikavé žiarenie,
- meranie kontaminácie odevov a povrchu tela beta rádionuklidmi,
- meranie **vnútornej kontaminácie** beta rádionuklidmi nepriamymi metódami z moču a exkrétov (napr. ^3H , ^{90}Sr) na obsah ťažko merateľných rádionuklidov (nemôžeme použiť gamaspektrometriu, fastscan a pod., treba použiť napr. kvapalinovú scintilačnú spektrometriu LSC).

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.

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 navrhnuť 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.



Obr. 1.4. Prechod častíc β cez Al absorbátor.

V okolí reaktora, ktorý je aj zdrojom iných, prenikavejších druhov žiarenia (fotóny γ , neutróny) budovaniu 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.

Ionizujúce fotónové žiarenie

Ionizujúce fotónové žiarenie, teda žiarenie gama a röntgenové žiarenie (žiarenie X) 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 siaha od niekoľkých po niekoľko miliónov elektrónvoltov. Žiarenie X je elektromagnetické žiarenie, ktoré sprevádza elektrónové prechody v obale atómu (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 a podobne.

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 ($h = 6,626 \cdot 10^{-34}$ J.s alebo $h = 4,141 \cdot 10^{-21}$ MeV.s),

c – rýchlosť svetla vo vákuu ($c = 2,99 \cdot 10^8$ 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 prejdení absorbátorom hrúbky x , μ je lineárny koeficient zoslabenia, charakterizujúci daný absorbátor.

Lineárny koeficient zoslabenia μ charakterizuje mieru poklesu hustoty prúdu prejdených fotónov γ v závislosti od dĺžky x ich dráhy v danej látke. Rozmer veličiny je $[m^{-1}]$ 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)

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

Hmotnostný koeficient je merná veličina poklesu hustoty prúdu fotónov γ , vzťahnutá na hustotu látky, ktorou tento prúd prechádza. Jeho rozmer je $[m^2 \cdot kg^{-1}]$. 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

$$d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (1.11)$$

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 prvotnej 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 absorbovateľného zákona pre paralelný široký zväzok v tvare

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

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.

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 Obr. 1.5.

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

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

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 jadru (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.

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

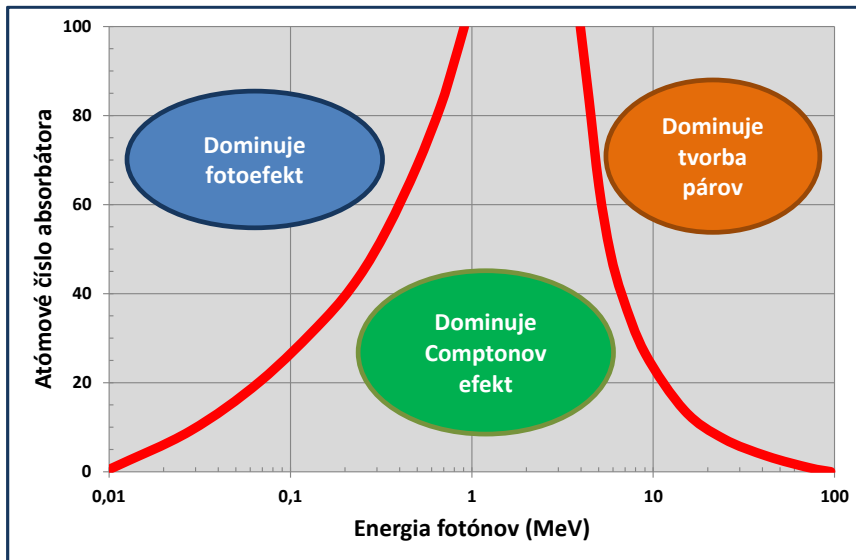
$$\mu = \tau + \sigma + \kappa \quad (1.13)$$

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.

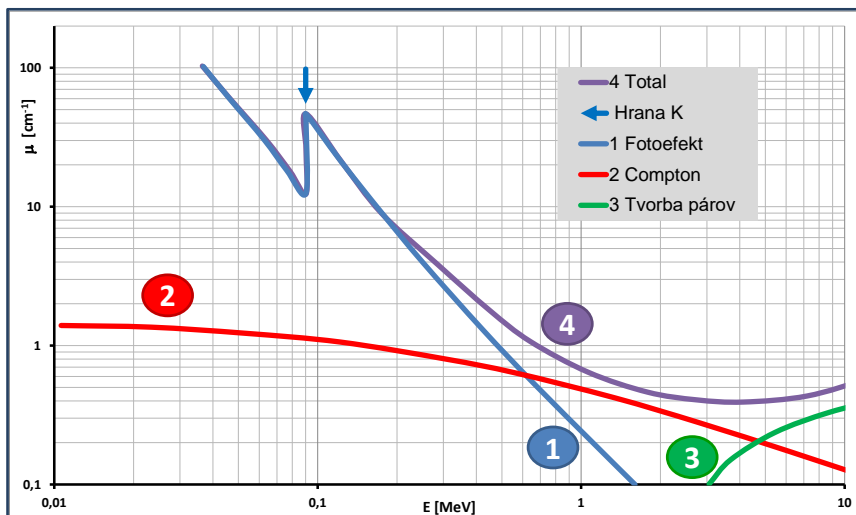
3. Tvorba párov elektrón – pozitron (κ).

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.



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



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 1.2. Cieľom projektovania dostatočného tienenia je nájsť takú hrúbku x oloveného tienenia aby súčin $B \cdot e^{-\mu x}$ dostatočne znížil pôvodnú hodnotu intenzity žiarenia J_0 , tak ako to vyplýva zo vzťahu 1.14.

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, čo z pohľadu radiačnej ochrany a vplyvu na materiály je irelevantné). 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 zrážky pružné. Veľmi rýchle neutróny interagujú väčšinou nepružným rozptylom a spôsobujú spalačné reakcie, v podstate roztriešenie jadier.

Mierou pravdepodobnosti interakcie neutrónov s látkou je účinný prierez σ [m²]. Staršou jednotkou je barn (1 b = 10⁻²⁸ m²). Barn sa stále 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, štiepenia 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 ($e=2,718$). 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

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

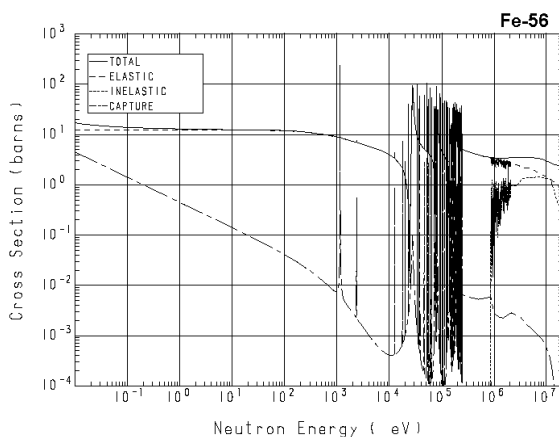
Vo všeobecnosti možno povedať, že zoslabovanie hustoty toku neutrónov môžeme vypočítať podľa vzťahov 1.18 a 1.19. V skutočnosti je však navrhovanie ochrany pred neutrónmi zložitá. Treba si uvedomiť, že pohlcovanie neutrónov je účinné iba v prípade tepelných, pomalých a rezonančných neutrónov. Rýchle 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.

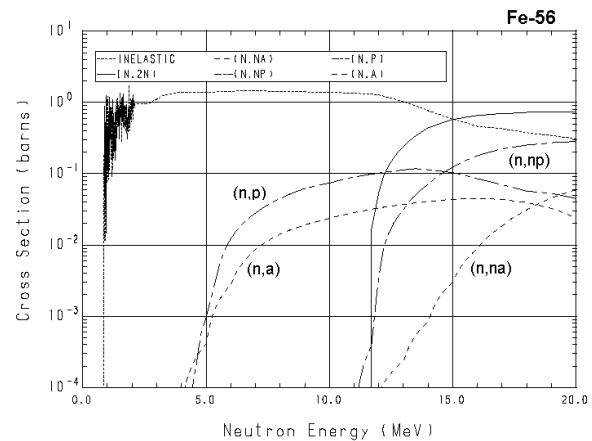
Ochrana pred neutrónmi musí teda obsahovať vodík alebo inú ľahkú látku, ktorá spomalí rýchle neutróny a neutróny stredných energií pružným rozptylom. Ďalej musia byť v ochrane látky s veľkým Z , ktoré spomalia rýchle neutróny nepružnými zrážkami, ale súčasne poskytnú ochranu pred zachytným žiarením γ . 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 neizotropný. 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.

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.



Obr. 1.10a. Účinný prierez pre železo.



Obr. 1.10b. Účinný prierez pre železo (výrez).

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 zachytné fotóny γ , ktorých energia $E_\gamma = 2,23$ MeV. Ich množstvo možno znížiť doplnkovou ochranou, napr. použitím vody s obsahom bóru (roztok kyseliny boritej). V takom prípade budú tepelné neutróny absorbované bórom podľa reakcie $B(n, \alpha)Li$. Zachytné 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 ($T_{1/2} = 45 \text{ d}$), ktorý emituje fotóny γ o energii 1,1 MeV a 1,29 MeV. Okrem toho vzniká záchytné žiarenie γ s energiou $E_\gamma = 7,7 \text{ MeV}$. 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 kysličníky 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 obrábateľný. Jeho nevýhodou je, že po ožiarení neutrónmi sa jeho kryštalická 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 10⁹-krát, pričom vzniká záchytné žiarenie γ o energii 7,5 MeV. Nemá dobré mechanické vlastnosti. Častejšie ho z týchto dôvodov používajú v zlúčenine s olovom.

Polyetylén $(\text{CH}_2)_n$ 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 pri železe. Je dobre tvarovateľný. Na zníženie záchytného žiarenia γ sa do polyetylénu pridávajú zlúčeniny, obsahujúce bór.

Parafín podobne ako polyetylén sa používa na spomaľovanie rýchlych neutrónov.

1.7 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 (vznikajúcich vďaka kozmickému žiareniu), 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 Occuring 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, rôzne generátory ionizujúceho žiarenia, jadrové reaktory a zdroje žiarenia vznikajúce pri štiepení a aktivácii v jadrových zariadeniach.

Prírodné radiačné pozadie: tvorí najväčšiu časť ožiarenia obyvateľstva, pričom je to nevyhnutná súčasť života ľudstva. Jedným zo zdrojov prírodného radiačného pozadia je kozmické žiarenie. Spôsobujú ho vysokoenergetické ($E=10^{19}$ eV) **protóny** (87 %) a **jadrá He** (12 %), 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. Kozmické žiarenie obsahuje zložku galaktického žiarenia z hlbín kozmu a slnečného žiarenia. Tieto dve zložky sa navzájom ovplyvňujú, pretože intenzívnejší „slnečný vietor“ dokáže odkloniť a tým znížiť galaktickú zložku. V období zvýšenej slnečnej aktivity sa slnečná zložka zvyšuje a galaktická znižuje. Osobitnú zložku kozmického žiarenia tvorí radiačný pás nabitých častíc (van Allenov pás), ktoré boli zachytené magnetickým poľom Zeme. Existujú dva pásy: vonkajší (20 000 km) a vnútorný (3000 km od Zeme). V oblasti Brazílie je anomália a vnútorný pás sa tam dostáva do vzdialenosti 400 km od Zeme. To môže spôsobovať potiaže pri kozmických letoch.

Sekundárne kozmické žiarenie vzniká interakciou kozmického žiarenia s jadrami atmosféry. Príspevok jednotlivých typov sekundárneho žiarenia k celkovej dávke závisí od nadmorskej výšky. Hlavnými zložkami sú hadrónová (neutróny, protóny), mezónová (kaóny, pióny, mióny) a elektromagnetická zložka (fotóny, elektróny, pozitrony).

Veľkosť kozmického žiarenia je rôzna v rôznych zemepisných šírkach. Efektívna dávka od kozmického žiarenia sa odhaduje hodnotou asi 0,3 mSv·rok⁻¹.

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** 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 ²³⁸U, ²³⁵U, ²³²Th a ²³⁵Np sú východzími prvkami tzv. rozpadových radov, v ktorých vznikajú **sekundárne primordiálne rádionuklidy**. Najrozšírenejším primordiálnym rádionuklidom, ktorý nie je členom rozpadových radov je ⁴⁰K (v prírodnom draslíku sa nachádza 0,0117 % tohto izotopu). Aktivita draslíka sa v rôznych potravinách pohybuje na úrovni desiatok až stoviek Bq·kg⁻¹. V malom množstve sa vyskytujú aj iné dlhožijúce rádionuklidy, z ktorých spomenieme ⁸⁷Rb ($T_{1/2}=4,9 \cdot 10^{10}$), ¹³⁸La ($T_{1/2}=1,1 \cdot 10^{10}$), ¹⁴⁷Sm ($T_{1/2}=1,1 \cdot 10^{10}$), ¹⁷⁶Lu ($T_{1/2}=3,7 \cdot 10^{10}$), ¹⁸⁷Re ($T_{1/2}=4,5 \cdot 10^{10}$). 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 ide o jadrové reakcie štiepenia, záchytu alebo spalačnú reakciu, ktoré môžu byť vyvolané hlavne neutrónmi, protónmi alebo miónmi. Príklad:

- Spalačná reakcia: $^{27}\text{Al}(p, 2n)^{26}\text{Si}(\beta^+)^{26}\text{Al}$, $^{209}\text{Bi}(p, ^{24}\text{Na})^{186}\text{Lu}$
- 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.

Tabuľka 1.5. Hlavné kozmogénne rádionuklidy a ich vlastnosti.

Nuklid	Doba polpremeny, $T_{1/2}$	Typ premeny	Energia, (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 .

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

Materiál	^{40}K ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)	^{226}Ra ($\text{Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$)	^{232}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

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 atmosférickým 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.

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.



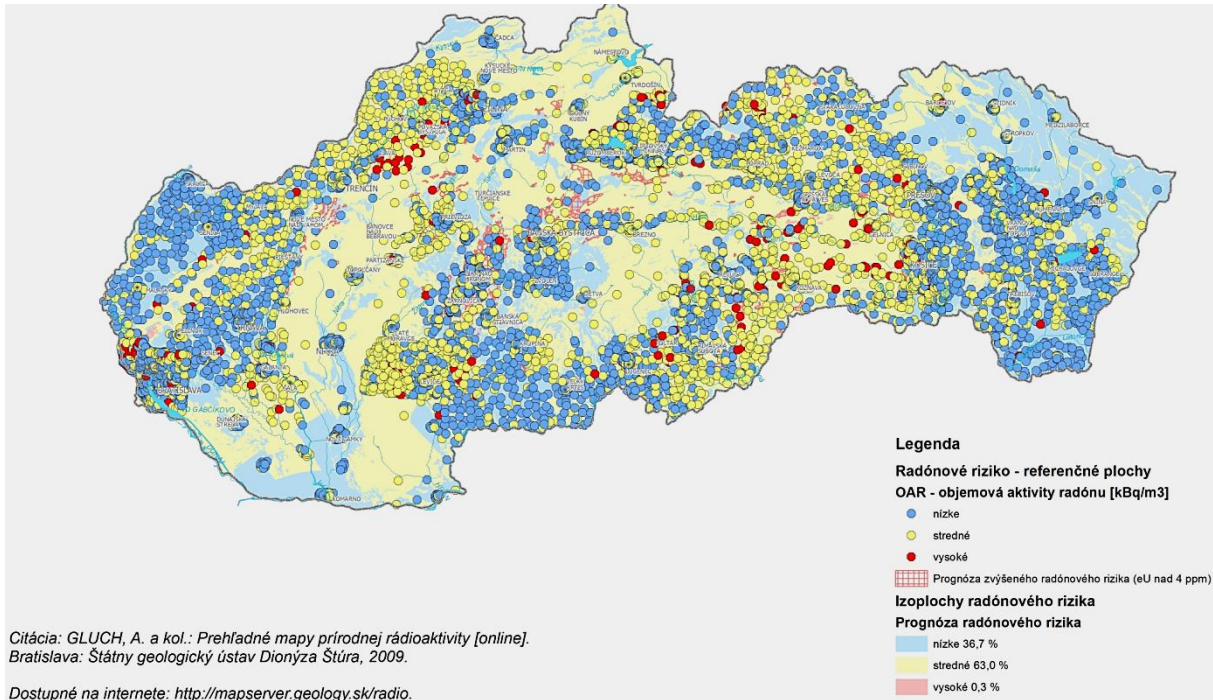
1. Difúziou konštrukciami spodnej stavby
2. Trhlinami medzi stenou a podlahou
3. Trhlinami z rozdielneho sadania základov
4. Prístup kanalizáciou a potrubiami
5. Netesnosťami okolo podlahových otvorov
6. Netesnosťami okolo prestupov inštalácií
7. Netesnosťami okolo poklopov revízných šácht
8. Uvoľňovanie 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 nízkym radónovým rizikom je územie, na ktorom je meraním zistené, že objemová aktivita radónu (OAR) v pôdnom vzduchu je menšia než $10 \text{ kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ v dobre priepustných, $20 \text{ kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ v stredne priepustných a $30 \text{ kBq}\cdot\text{m}^{-3}$ 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 $200 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ a podielu príkonu dávkového ekvivalentu gama žiarenia v určených miestach k hodnote $2 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$ nesmie byť väčší ako 1. Ak táto požiadavka nie je splnená, vykonajú sa úpravy k zníženiu ožiarenia; až do vykonania stavebno-technických úprav sa ožiarenie obmedzí náhradnými opatreniami, najmä zmenou režimu ich používania.

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 $100 \text{ Bq}\cdot\text{m}^{-3}$ a zároveň príkon dávkového ekvivalentu gama žiarenia v jej ľubovoľnom mieste vo výške 1 m od podlahy a vo vzdialenosti aspoň $0,5 \text{ m}$ od stien nepresiahol $1 \mu\text{Sv}\cdot\text{h}^{-1}$. 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 $120 \text{ Bq}\cdot\text{kg}^{-1}$ a ak sa v nich používa voda s objemovou aktivitou radónu, ktorá neprevyšuje hodnotu $50 \text{ kBq}\cdot\text{m}^{-3}$.



Citácia: GLUCH, A. a kol.: *Prehľadné mapy prírodnej rádioaktivity [online]*. Bratislava: Štátny geologický ústav Dionýza Štúra, 2009.

Dostupné na internete: <http://mapserver.geology.sk/radio>.

1.13. Mapa radónového rizika Slovenska (zdroj: www.mapserver.geology.sk/radio).

Tabuľka 1.7. Odhad zdravotného rizika z ožiarenia radónom v bytových priestoroch, vo vybraných okresoch SR v roku 2009 (zdroj: *Správa o stave ŽP SR 2009*, www.enviroportal.sk).

Okres, oblasť	OAR (Bq.m ⁻³)	E (mSv)	Odhad rizika úmrtia na 100 000 obyvateľov
Spišská Nová Ves	160	2,7	21
Košice a okolie	185	3,1	24
Gelnica	172	2,9	22
Rožňava	250	4,2	32
Banská Štiavnica	457	7,7	59

Technogénne radiačné pozadie.

Využívanie prírodných materiálov v priemysle, stavebníctve, poľnohospodárstve alebo službách môže spôsobiť zvýšenú koncentráciu prírodných rádionuklidov a ďalšie 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 hornín chemickým spracovaním minerálnymi kyselinami. Táto technológia zabezpečí zvýšenie koncentrácie fosforu vo výslednom produkte, avšak koncentrujú sa aj prírodné rádionuklidy. Obsah uránu a tória v umelých hnojivách je na úrovni 150 % ich pôvodnej koncentrácie v hornine. Celková aktivita rádia, tória 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 až 20 μSv .

Ťažobný priemysel. S rádioaktívnymi materiálmi treba rátať pri ťažbe a využívaní fosílnych 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 nakopiť 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. Kritérium vhodnosti použitia stavebných materiálov z hľadiska obsahu prírodných rádionuklidov stanovuje *Vyhláška Ministerstva zdravotníctva Slovenskej republiky ktorou sa ustanovujú podrobnosti o obmedzovaní ožiarenia pracovníkov a obyvateľov z prírodných zdrojov ionizujúceho žiarenia (98/2018 Z. z.)*. Fyzická osoba – podnikateľ alebo právnická osoba, ktorá vyrobila stavebný materiál alebo doviezla stavebný materiál z tretích krajín, je pred ich prvým uvedením na trh a pri každej zmene stavebného materiálu, ktorá by mohla ovplyvniť obsah prírodných rádionuklidov, povinná zabezpečiť stanovenie rádiologických ukazovateľov v stavebnom materiáli. Stanovením rádiologických ukazovateľov v stavebnom materiáli sa rozumie:

- a) hmotnostná aktivita Ra-226, Th-232, K-40,
- b) index hmotnostnej aktivity stavebného materiálu.

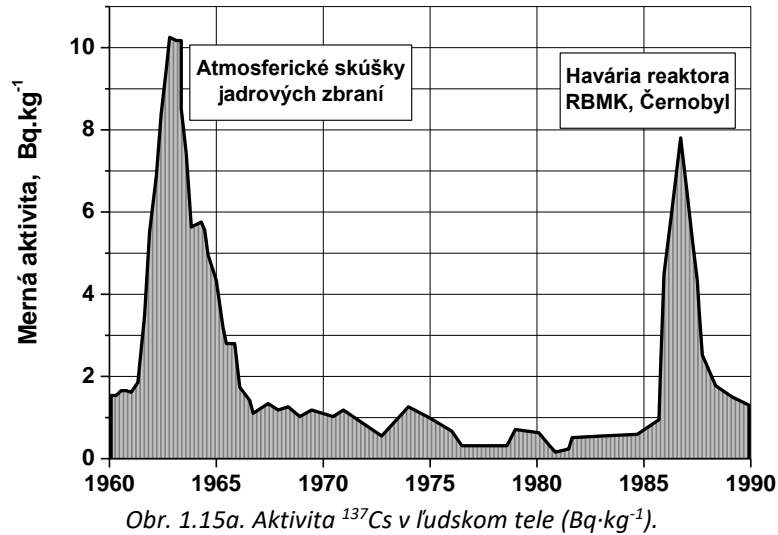
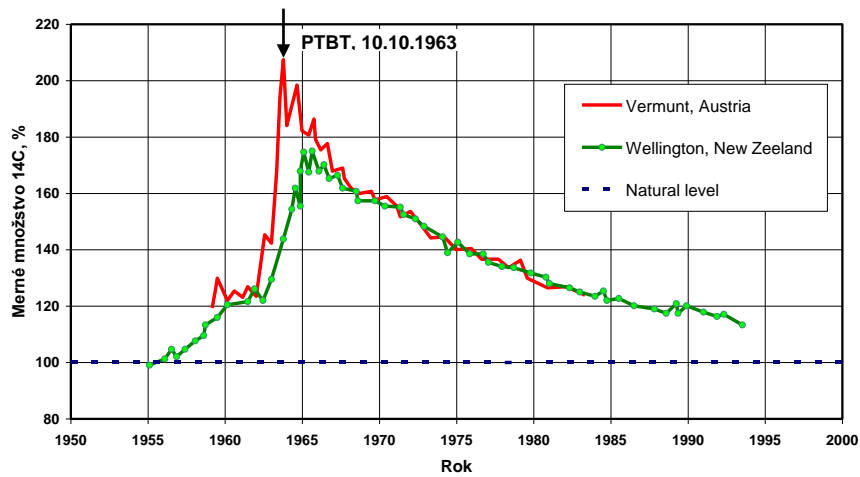
Index hmotnostnej aktivity stavebného materiálu I je bezrozmerná veličina, ktorá je váhovaným súčtom hmotnostnej aktivity Ra-226, hmotnostnej aktivity Th-232 a hmotnostnej aktivity K-40, určeným vzťahom

$$I = \frac{a_{226\text{Ra}}}{300} + \frac{a_{232\text{Th}}}{200} + \frac{a_{40\text{K}}}{3000}$$

kde a_{Ra} , a_{Th} , a_{K} sú namerané hmotnostné aktivity ^{226}Ra , ^{232}Th a ^{40}K v stavebnom výrobku.

Referenčnou úrovňou pre stavebný materiál je efektívna dávka reprezentatívnej osoby z vonkajšieho ožiarenia žiarením gama, okrem ožiarenia z prírodného pozadia, **1mSv za kalendárny rok**; uvedenej referenčnej úrovni zodpovedá index hmotnostnej aktivity stavebného materiálu rovný jednej **I=1**.

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.

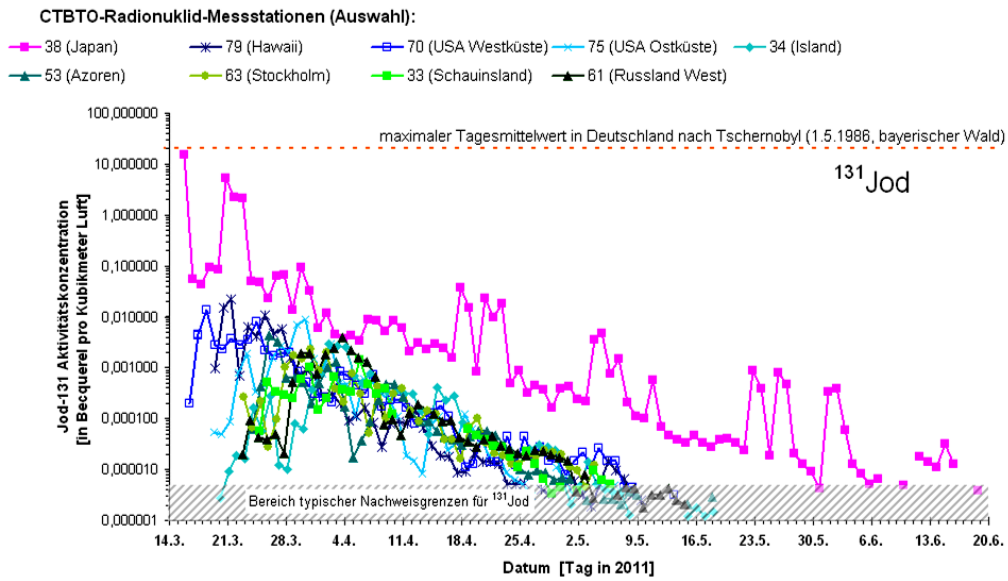
Obr. 1.15a. Aktivita ^{137}Cs v ľudskom tele (Bq·kg⁻¹).Obr. 1.15b. Relatívne množstvo rádioaktívneho ^{14}C v atmosfére v dôsledku atmosférických testov jadrových zbraní. Pokles je badať po podpise zmluvy o zákaze atmosférických testov (PTBT – Partial Test Ban Treaty).

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 havárie merateľné v podstate po celom svete. Výsledky merania jódu 131 sú na Obrázku 1.16. a 1.17.

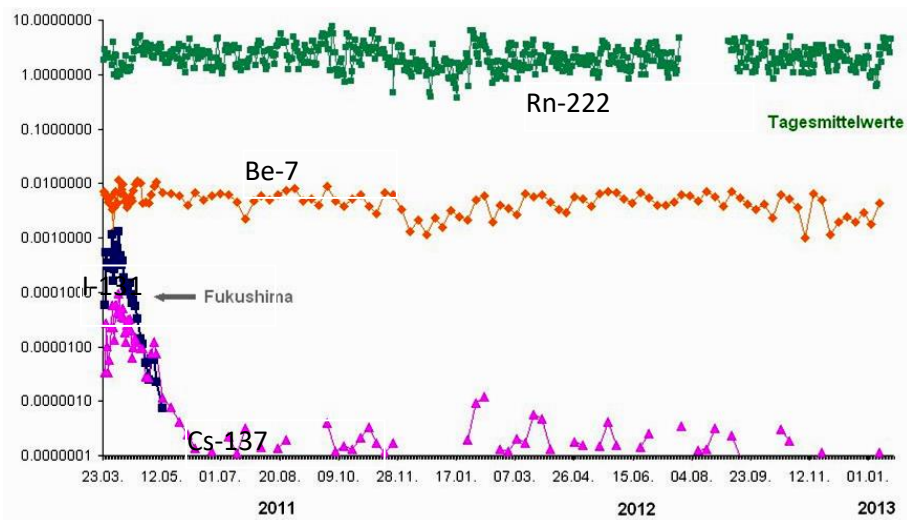
Havária na japonskej jadrovej elektrárni Fukushima – Daiichi spôsobila uvoľnenie do ovzdušia rádioaktívneho I–131 na úrovni 511 PBq, Cs–137 okolo 13,6 PBq, Cs–134 okolo 13,6 PBq, vzácne plyny na úrovni 500 PBq a uvoľnenie do oceánu rádioaktívneho I–131 na úrovni 11 PBq, Cs–137 okolo 3,6 PBq, Cs–134 okolo 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 až 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.

Tabuľka 1.8. Aktivita ^{137}Cs v potravinách a poľnohospodárskych produktoch v roku 2009.
(zdroj: Správa o stave ŽP SR 2009, www.enviroportal.sk)

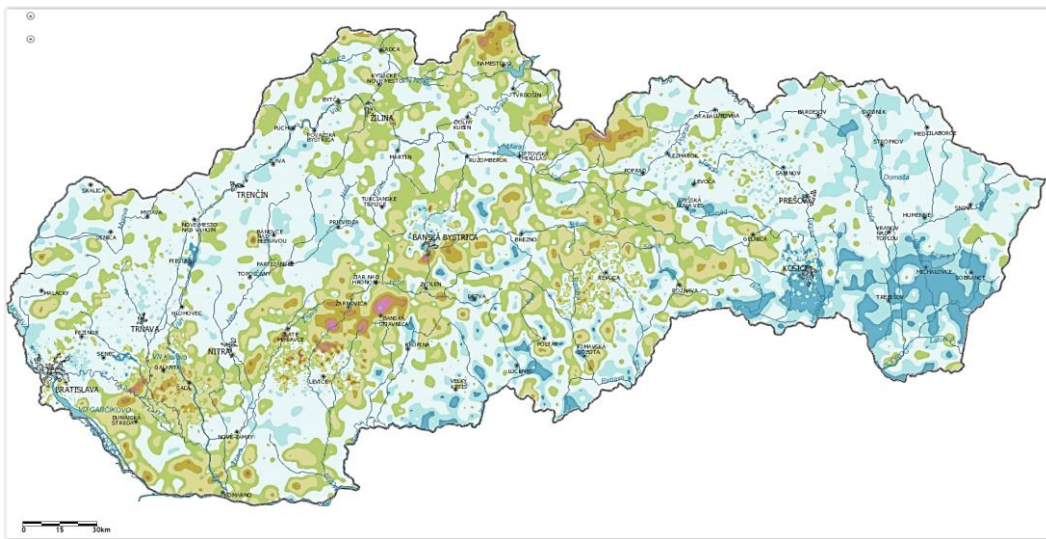
Produkt	A (Bq/kg)	Produkt	A (Bq/kg)
Mlieko	0,133±0,01	Obilniny	–
Ovocie	3,4±0,4	Huby	229,0±19,0
Zelenina	0,025±0,003	Ryby	0,276±0,14
Krmoviny	3,81±0,28*		*vzťahované na sušinu



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



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



Obr. 1.18. Mapa plošnej aktivity Cs-137 na Slovensku uverejnená na <http://apl.geology.sk/cezium/>.

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 ¹³¹I).

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 sa riadi princípom optimalizácie udržiavaním výšky dávok na takej nízkej úrovni, ktorá je rozumne dosiahnuteľná pri získaní požadovaných diagnostických informácií a zohľadnení ekonomických a sociálnych faktorov (ALARA). Úrad (ÚVZ) môže určiť **medzné dávky** na optimalizáciu radiačnej ochrany pri vykonávaní určitých postupov pri lekárskom ožiarení alebo pri používaní jednotlivých zdrojov ionizujúceho žiarenia. Na posúdenie optimalizácie lekárskeho ožiarenia sa pri diagnostike v rádiológii, intervenčnej rádiológii a nukleárnej medicíne používajú **diagnostické referenčné úrovne** (Vyhláška MZ SR č. 101/2018 Z. z. o zabezpečení radiačnej ochrany pri vykonávaní lekárskeho ožiarenia). Pri stanovení miestnej diagnosticko referenčnej úrovne sa diagnostické referenčné úrovne môžu prekročiť len vtedy, ak je to **odôvodnené**. Poskytovateľ zdravotnej starostlivosti je povinný prešetriť sústavné prekračovanie diagnosticko referenčnej úrovne. Diagnostické referenčné úrovne sú stanovené pre dané zariadenie a daný typ vyšetrenia, preto nie sú číselne uvedené v legislatívnych predpisoch. Pre predstavu sú v nasledovnej tabuľke uvedené staršie už nepoužívané smerné hodnoty pre CT vyšetrenie.

Tabuľka 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.

Tabuľka 1.10. Radiačná záťaž jednotlivca na Slovensku z prírodných rádionuklidov v roku 2009 (zdroj: Správa o stave ŽP SR 2009*, www.enviroportal.sk).

Zdroj ožiarenia	Radiačná záťaž jednotlivca	
	(mSv)	(%)
kozmičné 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 nie sú také podrobné a túto informáciu už neobsahujú

1.8 Definície základných pojmov radiačnej ochrany

Základné pojmy z oblasti radiačnej ochrany ako ich uvádza Zákon o radiačnej ochrane 87/2018 Z. z.:

Radiačná ochrana je systém technických opatrení alebo organizačných opatrení na obmedzenie ožiarenia fyzických osôb pred účinkami ionizujúceho žiarenia.

Ožiarenie je vystavenie fyzickej osoby pôsobeniu ionizujúceho žiarenia, ktoré zahŕňa vonkajšie ožiarenie a vnútorné ožiarenie

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

Činnosť vedúca k ožiareniu je ľudská aktivita, ktorá môže viesť k zvýšeniu ožiarenia fyzických osôb a riadi sa ako *plánovaná situácia* ožiarenia; za činnosť vedúcu k ožiareniu sa považuje ožiarenie umelým zdrojom ionizujúceho žiarenia alebo prírodným ionizujúcim žiarením, keď sa prírodné rádionuklidy spracovávajú pre ich rádioaktívne vlastnosti, štiepne vlastnosti alebo množivé vlastnosti a zahŕňa najmä

1. výrobu, produkciu, spracovanie, držbu, nakladanie, použitie, predaj, skladovanie, prepravu, dovoz, distribúciu, vývoz, odstraňovanie a ukladanie rádioaktívneho materiálu,
2. výrobu a prevádzku elektrického prístroja, ktorý vyžaruje ionizujúce žiarenie a obsahuje súčasti, ktoré pracujú s potenciálovým rozdielom väčším ako 5 kV,

Bežné ožiarenie je ožiarenie, ktoré sa očakáva pri vykonávaní činnosti vedúcej k ožiareniu vrátane servisu, dozoru alebo vyradovania zdroja ionizujúceho žiarenia z prevádzky za bežných prevádzkových podmienok a pri očakávaných odchýlkach od bežnej prevádzky, ktoré je možné udržať pod kontrolou,

Ožiarenie obyvateľov je ožiarenie fyzických osôb okrem ich ožiarenia pri práci alebo pri lekárskom ožiarení,

Ožiarenie pri práci je ožiarenie pracovníkov vrátane žiakov a študentov v súvislosti s výkonom ich pracovnej činnosti alebo prípravou na budúce povolanie,

Ožiarenie pri práci v núdzovej situácii je ožiarenie zasahujúcej osoby počas núdzovej situácie ožiarenia,

Havarijné ožiarenie je ožiarenie inej ako zasahujúcej osoby v dôsledku radiačnej nehody alebo radiačnej havárie,

Rádioaktívna kontaminácia je nezámerná a neželaná prítomnosť rádioaktívnych látok na povrchu alebo vo vnútri látky v pevnej, kvapalnej alebo plynnej forme alebo na ľudskom tele,

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

Rádioaktívny materiál je ľubovoľný materiál, ktorý obsahuje rádioaktívne látky

Zdroj ionizujúceho žiarenia je

1. rádioaktívna látka,
2. prístroj alebo zariadenie, ktoré rádioaktívnu látku obsahuje alebo uvoľňuje,
3. generátor ionizujúceho žiarenia.

Rádioaktívny žiarič je zdroj ionizujúceho žiarenia, ktorý obsahuje rádioaktívny materiál na využitie jeho rádioaktivity. (Ak aktivita, resp. hmotnostná aktivita žiariča, klesne pod oslobodzovaciu úroveň, nepodlieha viac oznamovacej povinnosti a umožňuje jeho vyňatie spod administratívnej kontroly)

Oslobodzovacia úroveň je taká hodnota hmotnostnej aktivity alebo celkovej aktivity, pri neprekročení ktorej rádioaktívny žiarič nepodlieha oznamovacej povinnosti a umožňuje jeho vyňatie spod administratívnej kontroly.

Uvoľňovacia úroveň je hodnota povrchovej rádioaktívnej kontaminácie, hmotnostnej aktivity alebo objemovej aktivity, pri neprekročení ktorej môžu byť rádioaktívne materiály, ktoré vznikli alebo sa používali pri vykonávaní činnosti vedúcej k ožiareniu, uvoľnené spod administratívnej kontroly

Oznámenie je vyjadrenie úmyslu fyzickej osoby – podnikateľa alebo právnickej osoby vykonávať činnosť vedúcu k ožiareniu, činnosť na pracovisku s možným zvýšeným ožiarením prírodným ionizujúcim žiarením alebo činnosť na pracovisku s možným zvýšeným ožiarením z radónu.

Zdravotná ujma je zníženie dĺžky a kvality života v dôsledku ožiarenia; zahŕňa ujmu následkom negatívnych tkanivových reakcií, nádorových ochorení a závažných genetických porúch.

Tabuľka 1.11. Oslobodzovacie úrovne, uvoľňovacie úrovne a úrovne aktivity vymedzujúce vysokoaktívny žiarič (príloha č. 5 k Zákonu 87/2018 Z. z.)

Rádionuklid (forma)	OSLOBODZOVACIE ÚROVNE		VYSOKOAKTÍVNY ŽIARIČ	UVOĽŇOVACIE ÚROVNE	
	aktivita	hmotnostná aktivita	aktivita	hmotnostná aktivita	plošná aktivita
	(Bq)	(Bq.g ⁻¹)	(Bq)	(Bq.g ⁻¹)	(Bq.cm ⁻²)
H-3	1,00E+09	1,00E+06	4,00E+11	1,00E+02	1,00E+02
F-18	1,00E+06	1,00E+01		1,00E+01	1,00E+00
Na-24	1,00E+05	1,00E+01	2,00E+09	1,00E+00	1,00E+00
Cl-36	1,00E+06	1,00E+04	1,00E+11	1,00E+001)	1,00E+02
K-40 ^{a)}	1,00E+06	1,00E+02	9,00E+09		1,00E+01
Cr-51	1,00E+07	1,00E+03	3,00E+11	1,00E+02	1,00E+02
Mn-54	1,00E+06	1,00E+01	1,00E+10	1,00E-01	1,00E+00
Co-60	1,00E+05	1,00E+01	3,00E+10	1,00E-01	1,00E+00
Ni-63	1,00E+08	1,00E+05		1,00E+02	1,00E+02
Sr-90 ⁺	1,00E+04	1,00E+02	1,00E+12	1,00E+001)	1,00E+00
Y-90	1,00E+05	1,00E+03	3,00E+09	1,00E+03	1,00E+02
Tc-99 ^m	1,00E+07	1,00E+02	1,00E+11	1,00E+02	1,00E+01
Ag-110 ^m	1,00E+06	1,00E+01	4,00E+09		1,00E+00
I-129	1,00E+05	1,00E+02		1,00E-02 ¹⁾	1,00E+00
I-131	1,00E+06	1,00E+02	3,00E+10	1,00E+01	1,00E+01
Xe-133	1,00E+04	1,00E+03	2,00E+11		
Cs-137 ⁺	1,00E+04	1,00E+01	1,00E+11	1,00E-01	1,00E+00
Eu-152	1,00E+06	1,00E+01	1,00E+10	1,00E-01	1,00E+00
Eu-154	1,00E+06	1,00E+01	9,00E+09	1,00E-01	1,00E+00
Tl-204	1,00E+04	1,00E+04	1,00E+11	1,00E+00	1,00E+02
Po-210	1,00E+04	1,00E+01	4,00E+11	4,00E-02	1,00E+00
Ra-226 ⁺	1,00E+04	1,00E+01	4,00E+10	1,00E-02	1,00E+00
U-235 ⁺	1,00E+04	1,00E+01		3,00E-011)	1,00E+00
U-238 ⁺	1,00E+04	1,00E+01		6,00E-01	1,00E+00
Am-241 ^{d)}	1,00E+04	1,00E+00	6,00E+10	1,00E-01	1,00E-01
Cf-252	1,00E+04	1,00E+01	2,00E+10	1,00E+00	1,00E-01

Poznámka: a) prírodný rádionuklid, uvoľňovanie nie je obmedzené, d) zahŕňa aj neutrónové žiariče s berýliom.

Rádionuklidy uvedené v tabuľke s príponou + sú materské rádionuklidy v rovnováhe s ich dcérskymi rádionuklidmi. Za malé množstvo rádioaktívneho materiálu sa považuje množstvo menšie ako 1 tona.

Tabuľka 1.12. Najvyššie prípustné hodnoty povrchovej rádioaktívnej kontaminácie na pracovisku so zdrojmi ionizujúceho žiarenia (príloha č. 5 k Zákonom 87/2018 Z. z.)

Miesto rádioaktívnej kontaminácie	Typ rádioaktívneho žiariča	Plošná aktivita (Bq.cm ⁻²)
Povrchy podláh, stien, stropov, nábytku, zariadenia a podobne v kontrolovanom pásme pracovísk. Vonkajšie povrchy osobných ochranných pracovných prostriedkov.	Rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie beta alebo gama a nízko toxický rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa	4,00
	Iný rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa	0,40
Povrch tela a vnútorné povrchy osobných ochranných pracovných prostriedkov. Pracovné povrchy mimo kontrolované pásmo.	Rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie beta alebo gama a nízko toxický rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa	0,40
	Iný rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa	0,04

Poznámka:

Nízko toxický rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa je:

1. prírodný urán, ochudobnený urán, prírodné tórium, Th-228, Th-230, Th-232, U-235 a U-238 obsiahnuté v rudách alebo chemických koncentrátoch,
2. rádioaktívny žiarič emitujúci žiarenie alfa s polčasom premeny kratším ako 10 dní.

Hodnoty plošnej aktivity povrchovej rádioaktívnej kontaminácie sa vzťahujú na nefixovanú kontamináciu, pokiaľ povrchová kontaminácia povrchu podláh, stien, stropov, nábytku a iného zariadenia v kontrolovanom pásme pracoviska vznikla v dôsledku predvídaných spôsobov používania zdroja ionizujúceho žiarenia.

1.9 Hodnotenie radiačnej ochrany

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. Pre špeciálne prípady hodnotenia ožiarenia tkanív alebo orgánov sa používa **ekvivalentná dávka** a na hodnotenie ožiarenia z vnútornej kontaminácie **úväzok efektívnej dávky**. 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 **úväzkov 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.

$$E = E_{external} + E_{ing} + E_{inh} = H_p(10) + E(50) \quad 1.20$$

Hodnota efektívnej dávky z vonkajšieho ožiarenia sa u pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia získava z údajov osobnej dozimetrie ako osobný dávkový ekvivalent $H_p(10)$ (tzv. PDE – personal dose equivalent). Úväzok efektívnej dávky $E(\tau)$ je daný vzťahom:

$$E(\tau) = \sum_T w_T H_T(\tau) = \sum_T w_T \cdot \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt \quad 1.21$$

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 – **$E(50)$** 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 takto:

$$E_{ing} = \sum_j h(g)_{j,ing} \cdot I_{j,ing} \quad \text{resp.} \quad E_{inh} = \sum_j h(g)_{j,inh} \cdot I_{j,inh} \quad 1.22$$

- $h(g)_{j,ing}$ 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 Zákon 87/2018 Z. z. [3]).

1.10 Podmienky na vykonávanie činnosti vedúcej k ožiareniu

Na poskytovanie služby dôležitej z hľadiska radiačnej ochrany a na vykonávanie činnosti vedúcej k ožiareniu s prihliadnutím na charakter, súvisiacu mieru možného ožiarovania pracovníkov alebo obyvateľstva a možné riziko vyplývajúce z predvídateľných porúch a odchýlok od bežnej prevádzky je potrebné

- a) oznámenie,
- b) registrácia,
- c) povolenie.

Zákon č. 87/2018 o radiačnej ochrane definuje činnosti, ktoré treba príslušnému úradu (UVZ) **oznámiť** najneskôr **10 pracovných dní** pred začatím plánovanej činnosti (§23). Úrad oznámenie zaeviduje a do 30 dní vydá potvrdenie o zaevidovaní oznámenia.

Podobne zákon opisuje činnosti, pre ktoré sa vyžaduje **registrácia** (§25). Fyzická osoba – podnikateľ alebo právnická osoba, ktorá má v úmysle vykonávať činnosť vedúcu k ožiareniu, alebo poskytovať službu dôležitú z hľadiska radiačnej ochrany, ktorá sa registruje, je povinná požiadať príslušný regionálny úrad alebo orgán radiačnej ochrany o registráciu činnosti vedúcej k ožiareniu najmenej **15 dní** pred začatím činnosti. Žiadateľ o registráciu musí mať odborného zástupcu a odborného garanta a predložiť doklady, opisy a dokumentáciu podľa požiadaviek zákona (§26). Po splnení podmienok príslušný úrad činnosť do 30 dní zaregistruje a vydá registráciu na dobu neurčitú.

Najvyšším stupňom je **povolenie** činnosti vedúcej k ožiareniu alebo služby dôležitej z hľadiska radiačnej ochrany (§28 až §31). Po splnení predpísaných požiadaviek príslušný úrad vydá do 60 dní povolenie na dobu neurčitú a až potom môže žiadateľ začať vykonávať povolenú činnosť.

Na usmerňovanie pohybu rádioaktívnych žiaričov a zaistenia ich bezpečnosti sa rádioaktívne žiariče podľa ich aktivity zaraďujú do 1. až 5. kategórie; kritériá na zaradenie rádioaktívnych žiaričov do kategórie zaistenia bezpečnosti sú uvedené v prílohe č. 3. Zákona o radiačnej ochrane. Príklad požiadaviek na minimálnu aktivitu pre zaradenie do príslušnej kategórie vybraných rádionuklidov je v Tabuľke č. 1.13. Pre tento účel sa pre každý rádionuklid definuje tzv. D-hodnota. Aktivita žiariča na úrovni D-hodnoty zaraďuje žiarič do 3. kategórie a žiariče s vyššou aktivitou podliehajú osobitným požiadavkám na **zaistenie bezpečnosti rádioaktívneho žiariča** podľa prílohy č. 3 zákona o radiačnej ochrane.

Tabuľka 1.13. Podmienky pre zaradenie žiariča do príslušnej kategórie vybraných rádionuklidov.

RN	H-3	Co-60	Cs-137	Sr-90	Am-241
D-hodnota (Bq)	2e15	3e10	1e11	1e12	6e10
1. kategória ($A/D \geq 1000$)	2e18	3e13	1e14	1e15	6e13
2. kategória ($A/D \geq 10$)	2e16	3e11	1e12	1e13	6e11
3. kategória ($A/D \geq 1$)	2e15	3e10	1e11	1e12	6e10
4. kategória ($A/D \geq 0,01$)	2e13	3e8	1e9	1e10	6e8
5. kategória ($A/D \leq 0,01$)	2e13	3e8	1e9	1e10	6e8
Oslobodenie A a_m (Bq, Bq.kg ⁻¹)	1e9 1e9	1e5 1e4	1e4 1e4	1e4 1e5	1e4 1e3
Uvoľnenie a_m (Bq.kg ⁻¹)	1e5	100	100	1000	100

Pracovisko s otvorenými žiaričmi, na ktorom sa vykonáva činnosť vedúca k ožiareniu, sa zaraďuje do I. kategórie, II. kategórie alebo III. kategórie na základe

- požiadaviek na vybavenie pracoviska a jeho jednotlivých pracovných miest ochrannými, izolujúcimi a ventilačnými zariadeniami,
- najvyššej prípustnej aktivity rádionuklidov, ktorá sa súčasne spracováva na jednom pracovnom mieste.

Tabuľka 1.14. Požiadavky na štandardné vybavenie pracoviska s otvoreným žiaričom na jeho zaradenie do kategórie

Kategória pracoviska	Požiadavky na štandardné vybavenie pracoviska ventilačnými, izolačnými a tieniacimi zariadeniami a požiadavky na kanalizáciu
I.	Bežné chemické laboratórium, steny a strop s umývateľným a neporéznym povrchom, podlaha pokrytá odolnou, dobre čistiteľnou podlahovinou (napríklad PVC), pracovné povrchy z ľahko čistiteľného materiálu (najmä laminát alebo nerez), celistvé a bez spojov, odpadová zberná nádrž z ľahko čistiteľného materiálu, môže byť priamo napojená na kanalizáciu.
II.	Dobre vybavené chemické laboratórium, okrem požiadaviek na pracovisko kategórie I. navyše utesnené spoje medzi podlahou, stenami, stropom a pracovnými povrchmi, digestor, kanalizácia spravidla napojená na samostatnú záchytnú nádrž.
III.	Veľmi dobre vybavené chemické laboratórium, okrem požiadaviek na pracovisko kategórie II. navyše vybavenie podtlakovými skriňami a kanalizáciou napojenou na samostatnú záchytnú nádrž.

Tabuľka 1.15. Najvyššie prípustné aktivity spracovávané na štandardne vybavenom pracovnom mieste.

Pracovisko	Charakteristika látok a spôsob práce s nimi			
	Normálna	Za mokra	Prchavé kvapaliny	Potenciálne prašné
I. kategórie	60 Sv/h _{inh}	3 000 Sv/h _{inh}	1 Sv/h _{inh}	3 Sv/h _{inh}
II. kategórie	600 Sv/h _{inh}	30 000 Sv/h _{inh}	150 Sv/h _{inh}	600 Sv/h _{inh}
III. kategórie	8000 Sv/h _{inh}	300 000 Sv/h _{inh}	1600 Sv/h _{inh}	8000 Sv/h _{inh}

Ak by otvoreným žiaričom bol napríklad rádionuklid Cs-137, hodnota $h_{inh} = 3,9 \cdot 10^{-8}$, potom pre I. kategóriu a normálny spôsob práce by maximálna aktivita predstavovala 1,5 GBq. Normálny spôsob práce predstavuje operácie so suchými pevnými rádioaktívnymi materiálmi, najmä váženie, delenie, ohrievanie, alebo chov laboratórných zvierat s aplikovanými rádionuklidmi.

1.11 Zabezpečenie radiačnej ochrany na pracovisku

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

- 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,
- vymedzovaním ochranných pásem na pracovisku so zreteľom na odhad očakávaného ožiarenia pri bežnej prevádzke a pravdepodobnosť a rozsah potenciálneho ožiarenia,
- kategorizáciou pracovníkov,
- 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,
- monitorovaním pracovných podmienok vo vymedzených ochranných pásmach a tam, kde je to potrebné, aj osobným monitorovaním,
- zdravotným dohľadom.

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

- vymedzia a označia ochranné pásma:
 - kontrolované pásmo,
 - sledované pásmo,
 - pásmo s obmedzeným prístupom,
- pracovisko vybaví prístrojmi, zariadeniami a pracovnými pomôckami v súlade s monitorovacím plánom, havarijným plánom a povolením na činnosť vedúcu k ožiareniu,
- 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,
- zabezpečí vybavenie pracovníkov kategórie A osobnými dozimetrami,
- 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:**

- charaktere a rozsahu možného ohrozenia zdravia,
- rizikách spojených s ich prácou a o prípadnej zdravotnej ujme s tým spojenej,
- 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) dôležitosť dodržiavania zdravotných, technických a administratívnych požiadaviek radiačnej ochrany,
- e) význame a nutnosti včasného oznámenia tehotenstva z dôvodu rizík ožiarenia plodu a rizika rádioaktívnej kontaminácie dojčaťa v prípade vnútornej kontaminácie rádionuklidmi.

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.

Rádiometria sa zaoberá metódami stanovenia rádioaktívnych nuklidov v látkach, týka sa teda merania množstva rádioaktívnej látky. Stanovujeme pritom veličinu aktivity jednotlivých rádionuklidov, poprípade z nej odvodené veličiny (mernú aktivitu). Často sa aktivita stanovuje na základe veličín dozimetrie, pretože medzi aktivitou a dávkou je priamy vzťah, ak máme do činenia s rádioaktívnou premenou sprevádzanou emisiou penikavého žiarenia. Metódy rádiometrie sa bežne považujú za súčasť dozimetrie a nerobí sa medzi nimi striktný rozdiel ak si to nevyžadujú okolnosti.

Veličiny a jednotky dozimetrie definovala Medzinárodná komisia pre radiačné jednotky a ich meranie (International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU 1980). Príslušné definície veličín možno nájsť v norme STN ISO 80000-10:2020 [7]. Všetky relevantné veličiny používané pre merania a simulácie môžeme rozdeliť do týchto oblastí:

- veličiny a jednotky charakterizujúce zdroje ionizujúceho žiarenia (aktivita, polčas premeny, emisia zdroja, energia emitovaných častíc...)
- veličiny opisujúce pole ionizujúceho žiarenia a šírenie priestorom (fluencia, radiancia...)
- veličiny opisujúce interakciu ionizujúceho žiarenia s látkou (účinný prierez, lineárny súčiniteľ...)
- veličiny na kvantifikáciu radiačných účinkov, veličiny dozimetrie, hodnotenia ožiarenia a radiačnej ochrany (príjem rádionuklidu, dávka, efektívna dávka, úväzok...)

2.1 Veličiny charakterizujúce zdroje ionizujúceho žiarenia

Ako je všeobecne známe, ionizujúce žiarenie môže byť produkované rôznymi zdrojmi – rádionuklidmi, röntgenmi, urýchľovačmi, jadrovými reaktormi, môže prichádzať z kozmu. Pre každý takýto zdroj je dôležité mať veličiny, ktoré umožnia kvantifikovať množstvo žiarenia emitovaného zo zdroja a pre rádionuklidový zdroj množstvo rádionuklidu. Pre charakterizáciu množstva rádionuklidu sa nepoužíva hmotnosť, ako u iných látok, pretože rádionuklid je spravidla zabudovaný do inej nosnej látky či zmiešaný s dcérskymi nuklidmi vznikajúcimi po premene a meranie hmotnosti rádionuklidu by v tomto prípade bolo problematické. Používa sa veličina – **aktivita**, vyjadrujúca početnosť premien.

Rádioaktívna premena je náhodný proces s pravdepodobnosťou premeny $P = dN/dt$. Za určitý malý 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 , pričom konštanta úmernosti λ sa nazýva premenová konštanta. Takto je vyjadrený zákon rádioaktívnej premeny v diferenciálnom tvare:

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

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

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

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.

Premenová konštanta λ charakterizuje časovú nestálosť rádioaktívneho nuklidu, je to vlastne intenzita premeny. Jednotkou rozpadovej konštanty je s^{-1} . Definičný vzťah pre rozpadovú konštantu (2.3) vyplýva zo zákona rádioaktívnej premeny (2.1). Pre daný rádionuklid v danom energetickom stave ju definujeme ako podiel pravdepodobnosti $dP=dN/N$, že jadro tohto rádionuklidu podľahne za malý časový interval dt rádioaktívnej premene a tohto časového intervalu. Konštanta premeny je konštantou pre daný rádionuklid.

$$\lambda = -\frac{dN}{Ndt} = -\frac{dP}{dt} \quad (2.3)$$

Okrem konštanty premeny λ intenzitu premeny charakterizuje **doba polpremeny** $T_{1/2}$, čo je priemerný časový interval, potrebný na premenu jednej polovice jadier rádionuklidu. Vzťah medzi konštantou premeny a dobou polpremeny je:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (2.4)$$

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. Pripomeňme, že exponenciálne rozdelenie, podľa ktorého sa riadi náhodný proces premeny jadier „nemá pamäť“ a stredná doba života rádioaktívnych jadier sa vzťahuje na ľubovoľný moment začiatku pozorovania rádioaktívnych jadier, ktoré dovtedy nepodľahli premene. S dobou polpremeny súvisí stredná doba života podľa vzťahu:

$$\tau = \frac{1}{\lambda} = \frac{T_{1/2}}{\ln 2} \quad (2.5)$$

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 80000-10:2017 [7]).

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

Zo zákona rádioaktívnej premeny vyplýva, že aktivita je úmerná počtu rádioaktívnych jadier podľa vzťahu: $A = \lambda \cdot N$. Hlavnou jednotkou aktivity je reciproká sekunda s^{-1} . Hlavná jednotka aktivity má podľa SI názov becquerel (Bq). S aktivitou súvisia ďalšie veličiny, uvedené v Tabuľke 2.1.

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

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

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

Tabuľka 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

Tabuľka 2.2. Typická merná aktivita niektorých bežných materiálov.

Materiál	Merná aktivita, Bq·g ⁻¹	Poznámky
Povrchová (pitná) voda	0,0004 až 0,04	Hlavne ²²² Rn + dcérske produkty
Morská voda	0,01	Hlavne ⁴⁰ K
Ľudské telo	0,13	Hlavne ⁴⁰ K a ¹⁴ C
Materiály detektorov	0,001 až 0,4	Hlavne ⁴⁰ K (+ U + Th ...)
Potrava (rastliny a živočíchy)	0,1 až 1	Sušina
Uhlíkaté minerály	0,1	⁴⁰ K/ ⁸⁷ Rb/U+Th = 10/1/1
Vzduch (v budovách × 0,7)	0,1	Hlavne ²²² Rn + ²²⁰ Rn
Pôda (stredná hodnota)	0,5	K/Rb/Th/U = 10/3/1/1
Žula (vyvreliny)	1,5	K/Rb/Th/U = 10/1,5/1/1
Liečivé pramene	0,15 až 150	Hlavne ²²⁶ Ra + ²²⁰ Rn + ²²² Rn
Fosforečné hnojivo	40	Hlavne ⁴⁰ K
Nízkoaktívne odpady	< 400	Podľa definície IAEA (1970)
Stredneaktívne odpady	400 až 4·10 ⁸	Podľa definície IAEA (1970)
Vysokoaktívne odpady	> 4·10 ⁸	Solidifikované, potrebné chladenie
⁴⁰ K (T _{1/2} = 1,3·10 ⁹ rokov)	2,6·10 ⁵	Merná aktivita
²³⁸ U (T _{1/2} = 4,5·10 ⁹ rokov)	1,2·10 ⁴	Merná aktivita
²³⁹ Pu (T _{1/2} = 24 000 rokov)	2,2·10 ⁹	Merná aktivita
⁶⁰ Co (T _{1/2} = 5,26 roka)	4,2·10 ¹³	Merná aktivita
²⁴ Na (T _{1/2} = 15 hodín)	3·10 ¹⁷	Merná aktivita

Číselné údaje z publikácií Castrén et al. (1985), Sauter (1983), NCRP (1975, 1976b), Jaeger a Hübner (1974), ICRU (1972) a i.

2.2 Veličiny opisujúce šírenie žiarenia a kvantifikáciu radiačných účinkov

Na charakteristiku poľa žiarenia a šírenia žiarenia v priestore používame veličiny uvedené v tabuľke.

Názov	Označenie	Jednotka SI	Def. vzťah	Opis
Žiarivá energia	R	J	$R = E \cdot N$	Energia častíc, s vylúčením pokojovej energie, ktoré sú emitované, prechádzajúce, alebo prijímané. N je počet častíc, E ich energia.
Fluencia (častíc)	Φ	m^{-2}	$\Phi = \frac{dN}{dA}$	v danom bode priestoru je počet častíc dN dopadajúcich na malú guľovú oblasť delený prierezovou plochou tejto oblasti dA
Fluencia energie	Ψ	$J \cdot m^{-2}$	$\Psi = \frac{dR}{dA}$	v danom bode priestoru je súčet žiarivých energií dR , okrem pokojovej energie častíc, dopadajúcich na malú guľovú oblasť delený prierezovou plochou tejto oblasti dA
Príkion fluencie častíc	φ	$m^{-2} \cdot s^{-1}$	$\varphi = \frac{d\Phi}{dt}$	Táto veličina sa tiež nazýva hustota toku častíc . Pre radiačné polia zložené z častíc s rýchlosťou v ($m \cdot s^{-1}$) je príkion fluencie rovný nv , kde n je hustota častíc (m^{-3})
Príkion fluencie energie častíc	ψ	$W \cdot m^{-2}$	$\psi = \frac{d\Psi}{dt}$	$d\Psi$ je prírastok fluencie energie počas infinitezimálneho časového intervalu dt

Ionizujúce žiarenie pri prechode cez hmotné prostredie stráca prostredníctvom interakcií svoju energiu. Výsledkom sú zmeny stavby a štruktúry, ktoré závisia od absorbovanej (odovzdanej) energie 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

Absorbovaná dávka [$Gy = J \cdot kg^{-1}$] v danom bode pre každé IŽ je podiel strednej odovzdanej energie $d\bar{\varepsilon}$ látky 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 = $1 J \cdot kg^{-1} = 1 m^2 \cdot s^{-2}$. Jej názov je **gray (Gy)**: $1 Gy = 1 J \cdot kg^{-1}$. 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:

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

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 ΣQ_{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 opisuje 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... Dávka teda charakterizuje iba energetické účinky žiarenia. Pri posudzovaní biologických účinkov rôznych druhov žiarenia ju používame iba orientačne. Absorbovaná dávka (v určitom bode a prostredí) je najzaujímavejšia dozimetrická veličina pre väčšinu užívateľov ionizujúceho žiarenia.

Keďže biologické účinky žiarenia v značnej miere závisia od energie absorbovanej ľudským organizmom, absorbovaná dávka je 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.

Okamžitú situáciu opisuje 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 $\text{J}\cdot\text{s}^{-1}\cdot\text{kg}^{-1}$, teda Gray za sekundu, **Gy**·s⁻¹. Jej rozmer je $\text{m}^2\cdot\text{s}^{-3}$. 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. Potom 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 nabitú sekundárne častice sa preto používa **koeficient prenosu energie** μ_{tr} [m^{-1}]

$$\frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{1}{\rho} \frac{dE_{tr}}{Edl} \quad \text{alebo} \quad \frac{\mu_{tr}}{\rho} = \frac{K}{\Psi} \quad (2.10)$$

Vo vzťahu (2.10) dE_{tr} je stredná hodnota energie prenesenej na kinetickú energiu nabitých častíc interakciami žiarenia s energiou E prechádzajúceho vzdialenosť dl v materiále s hustotou ρ .

Ψ je fluencia energie a vyjadruje vlastne sumárnu energiu postupujúcu žiarením do látky s hmotnosťou dm , pričom vznikajú nabitú častice so sumárnou kinetickou energiou dE_{tr} , ktorá charakterizuje kerma 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 kinetickej energie nabitých častíc, stratená pri radiačných procesoch (brzdne žiarenie). Analogicky ku vzťahu (2.10) platí:

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

Kerma.

Dávka sa vzťahuje k odovzdávaniu energie látke v danom mieste, teda z vytvorených nabitých častíc na častice látky. Ak sú primárne častice nenabitú, 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 nenabitú častice a pre danú látku.

Kerma K je podiel strednej hodnoty súčtu počiatkových kinetických energií dE_k všetkých nabitých ionizujúcich častíc, uvoľnených nenabitými ionizujúcimi časticami v danom objeme príslušnej látky, a hmotnosti dm látky obsiahnutej v tomto objeme.

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

dE_k je sumárna počiatková kinetická energia všetkých nabitých častíc v uvažovanom objeme dV uvoľnených nenabitými časticami žiarenia. Je to energia rovná radiačnými procesmi prenesenej energii od ionizujúceho žiarenia bez náboja na nabitú ionizujúce častice, ktorú označujeme aj indexom tr – *transfer*: dE_{tr} . Hlavnou jednotkou kermy je 1 joule na 1 kilogram = $1 \text{ J}\cdot\text{kg}^{-1}$. Jednotka sa nazýva gray Gy.

Konštanta vzdušného kermového príkonu

Označenie: Γ_δ , Jednotka SI: $\text{m}^2 \cdot \text{J} \cdot \text{kg}^{-1}$. Odvodená jednotka SI so zvláštnym názvom: $\text{m}^2 \cdot \text{Gy} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$

$$\Gamma_\delta = \frac{\dot{K}_\delta}{A} \quad 2.14$$

kde \dot{K}_δ je príkon vzdušnej kerry 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), odporúčanú predtým (ICRU 1962, 1971), ktorá je uvedená nižšie.

Kermový faktor

Kermový faktor (tiež nazývaný fluence-to-kerma factor) je často používaný v dozimetrii neutrónov.

Označenie: k_f , jednotka SI: $\text{J} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$, odvodená jednotka SI so zvláštnym názvom: $\text{Gy} \cdot \text{m}^2$. Definičný vzťah pre kermový faktor:

$$k_f = \frac{K}{\Phi} = \frac{E_n \cdot \mu_{tr}}{\rho} \quad 2.15a$$

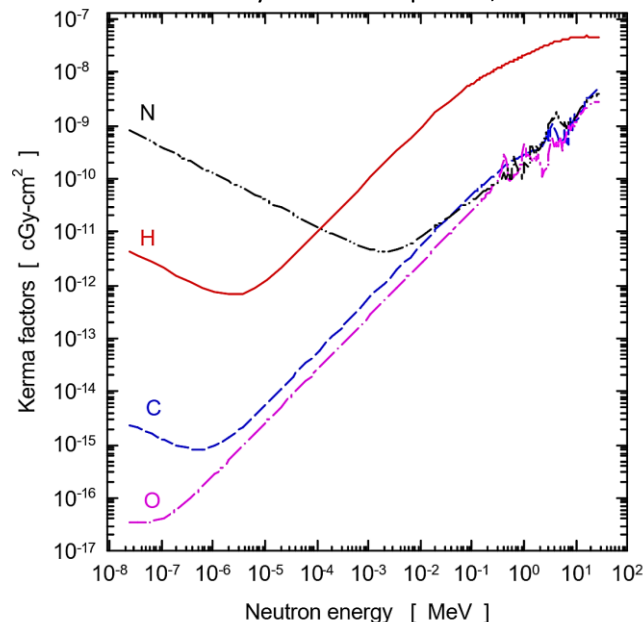
kde K je kerma pre daný druh častíc (obvykle neutróny) a Φ je fluencia častíc; závisí aj od hmotnostného koeficientu prenosu energie μ_{tr}/ρ pre monoenergetické neutróny s energiou E .

Z definičného vzťahu vyplýva význam kermového faktora. Pomocou neho vieme prepočítať fluenciu na kerma, resp. príkon fluencie na príkon kerry. Kermový faktor závisí od energie, preto je dôležité pre výpočty poznať spektrum neutrónov (gama žiarenia). Kermový faktor pre zmes známeho zloženia (napríklad tkaniva - T) môžeme počítať ako sumu podľa vzťahu 2.15b [15]:

$$k_T(E) = \sum_i w_i k_f(E)_i \quad 2.15b$$

kde w_i je hmotnostný obsah i -teho prvku. $k_f(E)_i$ je kermový faktor i -teho prvku pre energiu E .

Na Obrázku 2.1 sú uvedené závislosti kermových faktorov prvkov, tvoriacich biologické tkanivo.



Obr. 2.1. Závislosť kermových faktorov základných prvkov tvoriacich tkanivo od energie neutrónov [15].

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

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (2.16)$$

Ionizácia vytvorená elektrónmi emitovanými pri atomárnych, alebo molekulárnych relaxáciách je zahrnutá v dQ . Ionizácia spôsobená fotónmi emitovanými pri radiačných procesoch (t. j. brzdným žiarením a fluorescenčnými fotónmi) nie je zahrnutá v dQ . Toto je rozdiel medzi expozíciou a ionizačným ekvivalentom kermy vo vzduchu.

Hlavnou jednotkou expozície X je 1 coulomb na 1 kilogram ($C \cdot kg^{-1}$). (V minulosti sa používala jednotka röntgen $R = 2,58 \cdot 10^{-4} C \cdot kg^{-1}$ alebo $1 C \cdot kg^{-1} = 3876 R$). Ožiarenie veľkosti $1 C \cdot kg^{-1}$ vytvorí v jednom kg vzduchu $6,25 \cdot 10^{18}$ iónových párov, pričom sa absorbuje energia $2,125 \cdot 10^{20} eV/C = 33,97 J/C$. Jeden röntgen potom predstavuje energiu na jeden kg vzduchu, resp. absorbovanú dávku vo vzduchu ($33,97 \cdot 2,58 \cdot 10^{-4} J \cdot kg^{-1} = 8,76 \cdot 10^{-3} J \cdot kg^{-1} = 8,76 mGy$).

Na expozíciu sa tesne viaže vzdušná kerma, zakladá sa však skôr na prenose energie, než na produkcii 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.

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 vytláča kerma. V metrológii žiarenia sa však stále často využíva vďaka presnej metodike jej absolútneho merania.

Expozičný príkon vyjadruje okamžitú časovú zmenu expozície

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} \quad (2.17)$$

kde dX znamená strednú hodnotu prírastku (expozície) v časovom intervale dt . Hlavnou jednotkou ožarovacieho príkonu je 1 ampér na 1 kilogram = coulomb na kilogram za sekundu.

Expozičná výdatnosť zdroja V_X je charakteristika zdroja žiarenia, ktorá umožňuje vypočítať expozičný príkon v zadanej vzdialenosti od zdroja. Definičný vzťah vyjadruje súčin ožarovacieho príkonu a druhej mocniny vzdialenosti od stredu rádionuklidového zdroja ℓ^2 , v ktorom je ožarovací príkon definovaný

$$V_X = \ell^2 \cdot \dot{X} \quad (2.18)$$

Hlavnou jednotkou expozičnej výdatnosti V_X je $A \cdot m^2 \cdot kg^{-1}$.

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

$$B_X = \frac{V_X}{A} \quad (2.19a)$$

Hlavnou jednotkou mernej ožarovacej výdatnosti B_X je $C \cdot m^2 \cdot kg^{-1} = A \cdot s^1 \cdot m^2 \cdot kg^{-1}$.

Zo vzťahov (2.16) a (2.17) dostaneme

$$B_X = \frac{\dot{X} \cdot \ell^2}{A} \quad (2.19b)$$

z čoho pre expozičný príkon dostaneme:

$$\dot{X} = \frac{B_X \cdot A}{\ell^2} \quad (2.20a)$$

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). Je analógom mernej ožarovacej výdatnosti. Pre malé zdroje s tenkým puzdrom približne platí:

$$\dot{X} = \frac{\Gamma \cdot A}{\ell^2} \quad (2.20b)$$

Pre expozičnú X potom dostaneme:

$$X = \frac{\Gamma \cdot A \cdot t}{\ell^2} \quad (2.20c)$$

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

Expozícia X a fluencia energie fotónov Ψ sú viazané vzťahom:

$$X = \Psi \cdot \frac{\mu_{en}}{\rho} \cdot \frac{e}{W} = K_c \cdot \frac{e}{W_{air}} = \frac{K_c \left[\frac{J}{kg} \right]}{33,97 \left[\frac{J}{C} \right]} \quad (2.20d)$$

kde μ_{en} je koeficient absorpcie energie vo vzduchu, e je elementárny náboj a W_{air} je stredná strata energie potrebná na vytvorenie iónového páru IP vo vzduchu ($\bar{W} = 33,97 \text{ eV/IP}$).

Tento vzťah platí iba za predpokladu, že W_{air} nezávisí na energii a μ_{tr} je stredná hodnota (vážená fluenciou spektrálnej energie). Vzťah dokazuje, že expozičie je ionizačným (udávaný veľkosťou náboja) ekvivalentom kermy vo vzduchu. Označenie K_c vo vzťahu predstavuje zrážkové straty (c-collision kerma), teda neberie do úvahy straty energie, ktoré nevytvárajú iónové páry. Preto je použitý koeficient absorpcie energie a nie prenosu energie.

Na základe uvedených vzťahov sa dá preukázať vzťah pre prepočet kermy a expozičie:

pre rádionuklid Co-60 platí: $K_{air}(\text{Gy}) = 8,79 \cdot 10^{-3} \cdot X(\text{R})$

pre rádionuklid Cs-137 platí $K_{air}(\text{Gy}) = 8,78 \cdot 10^{-3} \cdot X(\text{R})$

Tabuľka 2.3a. Hodnoty expozičnej konštanty gama Γ niektorých rádionuklidov

Nuklid	Γ [$10^{-20} \cdot \text{C} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$]	Nuklid	Γ [$10^{-20} \cdot \text{C} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{kg}^{-1}$]
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 expozičiou sú nahradzované veličinami odvodenými od kermy. 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 kermy \dot{K}_δ vyvolaného vo vzduchu fotónmi o energii väčšej ako δ a druhej mocniny vzdialenosti od stredu rádionuklidového zdroja ℓ^2 v ktorom je príkon kermy 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:

$$\Gamma^{\delta} = \frac{V_{K,\delta}}{A} = \frac{\ell^2 \cdot K_{\delta}}{A} \quad (2.22)$$

Vzorec 2.22 sa používa na výpočet príkonu kerry 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.

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

Energia, MeV	Γ [$\times 10^{-18} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Gy} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$]	Energia, MeV	Γ [$\times 10^{-18} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Gy} \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$]
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		

2.3 Veličiny používané pri hodnotení ožiarenia

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

$$H = D \cdot Q \cdot N \quad (2.23)$$

kde D - absorbovaná dávka, [Gy]

Q - faktor kvality, [1 (bezrozmerná veličina)]

N - súčin všetkých ďalších (v súčasnosti ešte neznámych) modifikujúcich faktorov. V súčasnosti hodnota N = 1 a teda sa nemusí pri výpočte zohľadňovať. Novšie normy a publikácie hodnotu N úplne vypúšťajú.

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

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

- D_L - rozdelenie dávky podľa lineárneho prenosu energie.

Tabuľka 2.4. Výpočet faktora kvality $Q(L)$.

Lineárny prenos energie L, keV/ μ m	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 keV/ μ 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.

Tabuľka 2.4a. Lineárny prenos energie pre rôzne druhy žiarenia.

Druh žiarenia	L - lineárny prenos energie, keV/ μ 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

Odporúčenie 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:

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

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) = J.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	$5,0 + 17,0e^{-[\ln(2E_n)]^2/6}$, $1\text{MeV} < E_n < 50\text{MeV}$
100 keV - 2 MeV	20	
2 MeV - 20 MeV	10	$2,5 + 3,25e^{-[\ln(0,04E_n)]^2/6}$, $E_n > 50\text{MeV}$
> 20 MeV	5	
Protóny > 2 MeV	5	2
α - častice, fragmenty, ťažké jadrá	20	20

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 .

$$E = \sum_T w_T \cdot H_T \quad (2.26)$$

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 ožiarovania a vnútorného ožiarovania vyjadreného vo forme **úväzkov 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.

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

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

Úväzok dávky je teda priradený do roku, keď 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.

Úväzok dávky

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

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

$\dot{H}_T(t)$ - je príslušný príkon ekvivalentnej dávky v orgáne alebo tkanive T v čase t ,
 τ - je čas, v rozsahu ktorého sa vykonáva integrovanie.

V hodnote $\dot{H}_T(t)$ je čas τ vyjadrený v rokoch. Jednotkou úväzku ekvivalentnej dávky je **sievert (Sv)**.
 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 jednotlivec prijme v dôsledku požitia alebo vdýchnutia rádionuklidov.

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 $I_{j,ing}$ predstavuje aktivitu prijatú jedincom, udáva sa v Bq a vypočíta sa takto:

$$I_{j,ing} = \sum_P a_{Pj} \cdot P_P \quad (2.29)$$

a_{Pj} je priemerná ročná merná aktivita rádionuklidu j v potravině P a vode [Bq/kg , resp. Bq/ℓ],
 P_P je spotreba potravy P v jednom roku [kg 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 (Zákon č. 87/2018 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
Ostatní obyvatelia	1 – 2	2000
	2 – 7	4000
	7 – 12	6000
	12 – 17	8000
	nad 17	8500

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

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

- $h(g)_{j,ing}$ 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 (Zákon č. 87/2018 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 aerosólov (inhaláciou) a požitím (ingesciou) na úväzok efektívnej dávky

Nuklid	Polčas rozpadu	Inhalácia				Ingescia	
		typ	f	h_{inh} [Sv/Bq]		f	h_{ing} [Sv/Bq]
				$d_{ama} = 1 \mu\text{m}$	$d_{ama} = 5 \mu\text{m}$		
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 f charakterizujúcim frakciu, ktorá prechádza v tráviacom ústrojenstve do telesných tekutín.

Kolektívna dávka

Keďže vzťah medzi poškodením (ujmou) a rozložením efektívnej dávky v ožiarenej populácii nie je jednoduchý, bolo navrhnuté použiť veličinu, ktorá sa nazýva **kolektívna efektívna dávka S** . Kolektívna efektívna dávka S sa používa na účely kvantifikácie ožiarovania jednotlivých skupín obyvateľstva; je daná súčtom efektívnych dávok všetkých jednotlivcov v určitej skupine osôb a je definovaná vzťahom:

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

kde \bar{E}_i je stredná efektívna dávka pre jednotlivca z populačnej podskupiny i , ktorej zodpovedá počet členov N_i . Kolektívna efektívna dávka S sa používa na účely kvantifikácie ožiarovania skupín obyvateľstva; je to súčet efektívnych dávok všetkých jednotlivcov v určitej skupine v **man·Sv**.

Podobne je definovaná kolektívna ekvivalentná dávka v orgáne, ktorý je v ožiarenej skupine najviac exponovaný. Všetky tieto veličiny musia mať špecifikovaný časový údaj ožiarovania a charakteristiku danej skupiny populácie, bez ktorých by boli neúplné.

3 Biologické hľadiská radiačnej ochrany

3.1 Základné biofyzikálne procesy

V dôsledku ožiarenia 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 (okolo 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 **OH[•]**, **H₂O₂**, **HO₂**, **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 ďalších 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 ožiarenie nie je jednoznačná a záleží aká bunková štruktúra je zasiahnutá. Bola zaznamenaná zvýšená rádiosenzitivita 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 dvojláknových 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 dvojláknových poškodení DNA sa prejavujú zvýšením počtu **chromozómových aberácií, génových mutácií a úmrtí** ožiarенých 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 prejavíť vôbec, alebo sa prejavia 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:

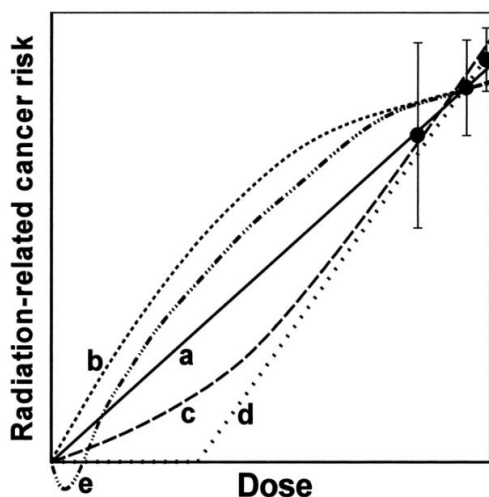
1. deterministické účinky (nepriaznivé **tkanivové reakcie**) hlavne v dôsledku úmrtia, resp. poškodenia buniek po vysokých dávkach
2. stochastické účinky, t. j. **rakovina** a dedičné účinky, ku ktorým patrí buď rozvoj rakoviny u ožiarených jedincov v dôsledku mutácií somatických buniek, alebo dedičné 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 mohlo ísť 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 ožiarením 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. Závislosť 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 prejavia 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 takto:

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 oneskorené 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 približne 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.

Tabuľka 3.1. Charakteristiky účinkov ionizujúceho žiarenia na ľudský organizmus.

Účinky ionizujúceho žiarenia			
Okamžité	Oneskorené		
Somatické		Genetické	
akútna choroba z ožiarenia akútne lokálne zmeny poškodenie plodnosti	nenádorové oneskorené poškodenia: chronický zápal kože zákal očnej šošovky	zhubné nádory	genetické poruchy u potomstva
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 bunčných štruktúr, či už v somatických nepohlavných bunkách, alebo v pohlavných bunkách vaječnikov a semenníkov.

Účinky, ktoré sa prejavia po dlhom čase 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 v tkanive 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 v žiadnom tkanive.

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.

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.

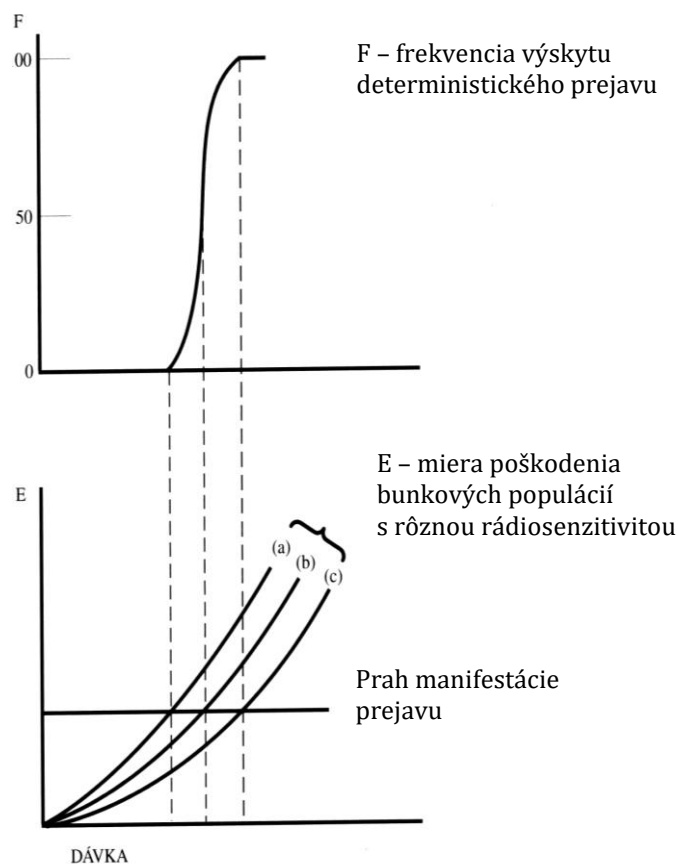
K deterministickým účinkom zaradíme okamžité somatické účinky (pozri Tabuľka 3.1), kde patria akútne ochorenia, vyvolané žiarením a skoré smrteľné prípady, ktoré nastávajú v čase od niekoľkých dní po niekoľko mesiacov po ožiarení. Literatúra pre úmrtia uvádza hodnoty dávok veličinou letálna dávka LD₅₀, 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: LD₁₀= 1÷2 Sv, LD₉₀= 5÷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.

Tabuľka 3.2. Odhady prahových hodnôt absorbovanej dávky pre 1 % incidenciu [2].

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 latenciou 2 až 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.



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

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 vracanie 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 závratmi 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 až 48 h.

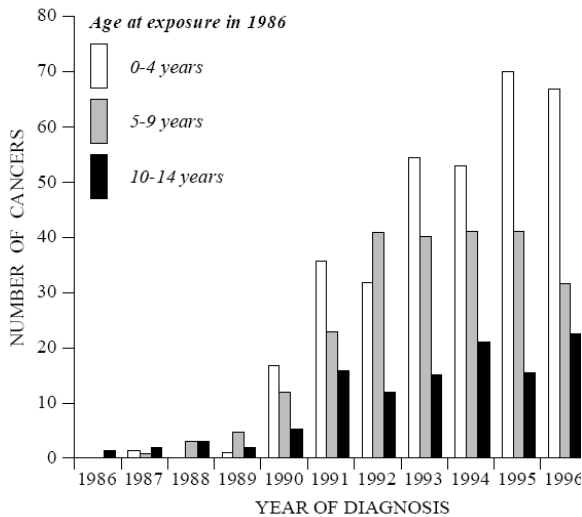
Gastrointestinálny syndróm – sa vyskytuje pri dávke 10 až 30 Gy a prejavuje sa poškodením zažívacieho traktu. Príznaky sú nechutenstvo, napínanie a vracanie už v prvých hodinách po expozícii. Nastupuje latentné obdobie 3 až 7 dní. Potom začne úporné vracanie, hnačky, známky dehydratácie, zmenšenie plazmatického volumu, obehové zlyhávanie. Gastrointestinálne príznaky sú dané úvodnou toxémiou (toxíny v krvi) z nekrotizácie 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 až 3 týždňov sa objavuje poškodenie hemopoetických tkanív.

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

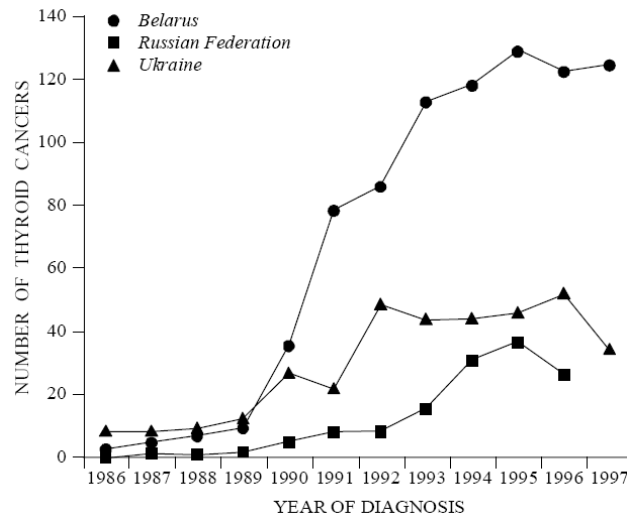
Pri znížení dávkového príkonu a zvýšení doby ožiarenia sa hodnoty letálnej dávky zvyšujú. Tak napríklad pri príkone dávky 0,2 Sv za hodinu $LD_{50/60}$ sa zvýši o 50 % a keď sa ožiarenie rozťahne na mesiac $LD_{50/60}$ sa zdvojnásobí.

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 ožiarovaných 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.

Výskyt leukémie a iných typov rakovín medzi likvidátormi a obyvateľmi kontaminovaných území (kontaminácia prvkom ^{137}Cs je viac ako $185 \text{ kBq}\cdot\text{m}^{-2}$) v rokoch 1993 až 94 je uvedený v Tabuľke 3.3. Tabuľka zahŕňa všetky diagnostikované prípady, pričom súvislosť s ožiarením nemusí byť preukázaná. Rakovina štítnej žľazy a rakovina mliečnej žľazy sú v podstate liečiteľné a nemusia mať smrteľné následky. Inak je to u leukémie. V prípade obyvateľov Hirošimy leukémia kulminovala za sedem rokov po atómovom bombardovaní a klesla na nulu v sedemdesiatych rokoch. Pravdepodobnosť úmrtia na leukémiu v skupine ľudí ožiarovaných 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.



Obr. 3.3. Výskyt rakoviny štítnej žľazy v Bielorusku po Černobyle.



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

Tabuľka 3.3. Výskyt leukémie a iných typov rakovín medzi likvidátormi a obyvateľmi kontaminovaných území po Černobyle v rokoch 1993 až 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	9 682
Rusko (233 606 ľudí)	340	17 260
Ukrajina (106 700 ľudí)	592	22 063

3.3 Riziko rakoviny a dedičných následkov

Riziko rakoviny a dedičných následkov nazývame tiež stochastické prejavy ožiarenia – sú štatisticky preukázateľné zvýšenia počtu ochorení na rakovinu alebo dedičných porúch v dôsledku ožiarenia. Ide o neskoré efekty, ktoré vyvolávajú aj nízke úrovne ožiarenia, pričom so stúpajúcou dávkou stúpa aj pravdepodobnosť výskytu chorôb. Patogenetickým impulzom stochastického prejavu môže byť mutácia jednej bunky (monocystický účinok). Ak sa stochastický následok prejaví závažnosť jeho priebehu už nezáleží na dávke žiarenia, ktorým mohol byť spôsobený.

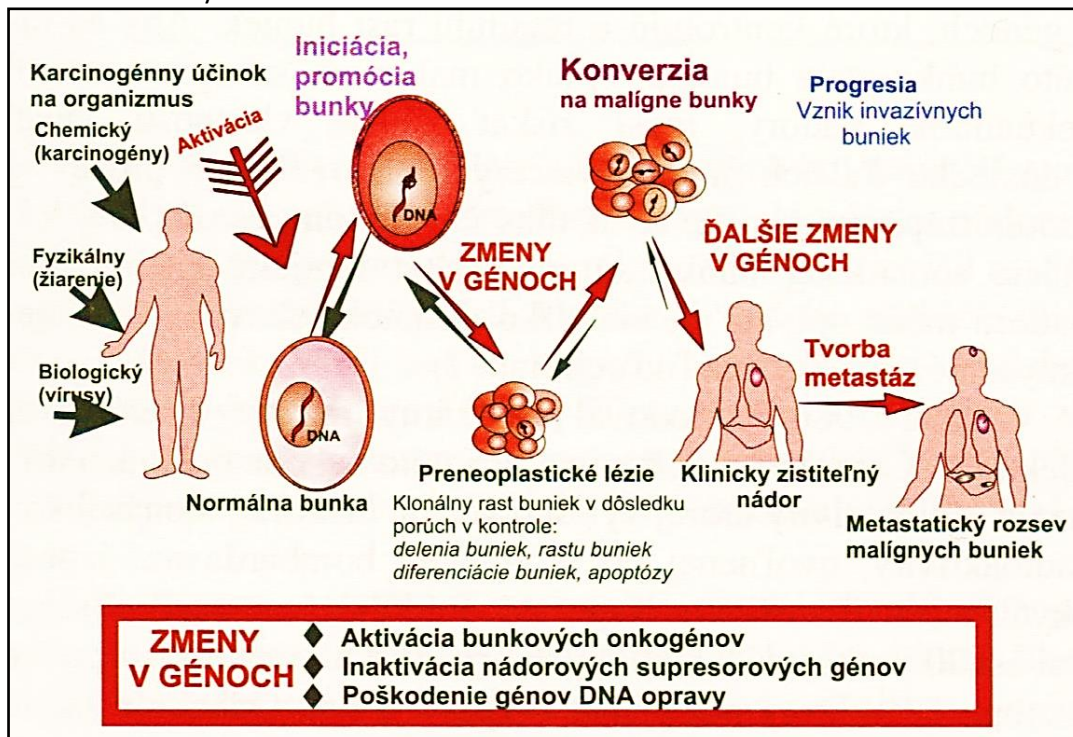
Epidemiologické a experimentálne štúdie prinášajú dostatok informácií prinášajúcich dôkazy o riziku rakoviny následkom ožiarenia hoci aj s veľkou neistotou pri dávkach 100 mSv a nižších. V prípade genetických účinkov žiadny priamy dôkaz takého rizika pre človeka neexistuje, avšak závery experimentálnych 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 od typu žiarenia a intenzity ožiarenia. Následky sa odrzkadlia 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 všeobecne

známy ako **lineárny a bezprahový** (LNT, „linear-non-treshold“). Vo svete sa objavujú námietky k používaniu LNT modelu a opisujú 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 humánnych epidemiologických údajov.

Obrázok 3.5 znázorňuje zjednodušený proces vzniku nádorového ochorenia. Spúšťacím 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 Tabuľku 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. 3.5. Vznik nádorového ochorenia. Zdroj: Liga proti rakovine SR. Informačné materiály www.lpr.sk

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 zvrät** – zmena preneoplastického stavu na rakovinový. Rozvoj nádoru je nielen výsledkom klonálnych mutácií ale aj interakciou s okolitými bunkami v tkanive alebo v orgáne.

Na 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 mnohostupňovitou radiačnú tumorigenézu pri základných typoch 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 v bunkách 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
Slnčné a ionizujúce žiarenie	3	2 ÷ 4
Konzervačné a iné látky v potravinách	10	1 ÷ ?

Zdroj: Liga proti rakovine SR. Informačné materiály www.lpr.sk

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 okolité 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** ožiarovania 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.

Z hodnoty celkového rizika na úrovni $5,7 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ potom vychádzajú medzinárodné normy radiačnej bezpečnosti. Inými slovami limitnej hodnote ožiarovania obyvateľstva 1 mSv za rok zodpovedá pravdepodobnosť stochastických efektov $5,7 \cdot 10^{-5}$.

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

Ožiarovaná 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

3.4 Následky ožiarenia zárodka a plodu

Zárodok a plod je v radiačnej ochrane vnímaný ako ľudský jedinec a následky ožiarenia počas vývoja sa považujú za somatické (nie genetické!) následky. Vývoj nového jedinca prebieha v troch základných etapách. Obdobie 1. až 2. týždňa sa nazýva obdobím „zygoty“ (oplodnené vajíčko) a blastogenézy, od 3. týždňa sa rozvíja embryo a od 8. týždňa je to už rozvoj plodu. Bunky zárodkových tkanív sú rádiosenzitívnejšie ako bunkové systémy dospelého organizmu a základným bunecným mechanizmom účinku žiarenia v priebehu tehotenstva je smrť bunky, teda jej vylúčenia z ďalšieho vývoja. Stupeň a rozsah poškodenia závisí nielen od veľkosti dávky, ale predovšetkým od štádia vývoja.

Následky ožiarenia sa v počiatočnom období riadia pravidlom „všetko alebo nič“. Ožiarená zygoty (oplodnené vajíčko) alebo základ zygoty buď zanikne ako celok, alebo v prípade straty ojedinelej bunky vývoj pokračuje bez ďalších negatívnych dôsledkov, pretože okolité bunky túto stratu plne nahradia. Z hľadiska vplyvu expozície na plod je kritickým obdobím druhá a tretia etapa vývoja plodu. V časovom intervale 4. až 8. týždňa bunkové straty v dôsledku ožiarenia môžu viesť k uhynutiu zárodka (spontánny potrat), zníženiu hmotnosti embrya, existuje vysoké riziko malformácií (porúch). Ožiarenie v období medzi 8. až 15. týždňom po oplodnení vajíčka môže mať vplyv na vývoj centrálného nervového systému, čo môže viesť k oneskorenému psychickému vývoju narodených detí. 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. V období od 16. týždňa do 25. týždňa riziko tohto poškodenia klesá v porovnaní s predchádzajúcim obdobím asi na štvrtinu.

Prahové dávky, pri ktorých vznikajú poškodenia boli sledované pokusne len na malých hlodavcoch, u ktorých zreteľný účinok nastáva v rozmedzí dávok (0,25 až 4) Gy. 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 pre 10 mSv 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 dvoma 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 až 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 času, počas ktorého reaktor pracuje, aj od času 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	6 MeV
Časticami β	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 záchypte neutrónov konštrukčným materiálom. Pri záchypte 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 ${}^9\text{Be}$, ${}^{27}\text{Al}$, ${}^{55}\text{Mn}$, a ${}^{60}\text{Ni}$, ktoré pri prechode do základného stavu vyžarujú fotóny s najväčšou energiou (6 - 8 MeV). Druhú skupinu tvoria jadrá ${}^{24}\text{Mg}$, ${}^{14}\text{N}$, ${}^{51}\text{V}$, ${}^{53}\text{Cr}$, ${}^{113}\text{Cd}$ a i., emitujúce fotóny kaskádovite so širokým spektrom energií. Tretia skupina emituje slabé žiarenie γ , alebo ich neemituje vôbec. Patria sem jadrá ${}^6\text{Li}$, ${}^{10}\text{B}$, a i.

Intenzita indukovanej aktivity A konštrukčného materiálu reaktora závisí od hustoty neutrónového toku φ , účinného prierezu absorbujúceho prostredia σ , konštanty premeny λ vznikajúceho rádionuklidu a jadrovej hustoty materských jadier n . Ak sa n a φ v čase nemenia potom môžeme kumuláciu aktivity vyjadriť vzťahom:

$$A_i(t) = [1 - e^{-\lambda t}] \cdot n \cdot \int_E \varphi(E) \sigma(E) dE \quad (4.1)$$

kde λ je konštanta premeny

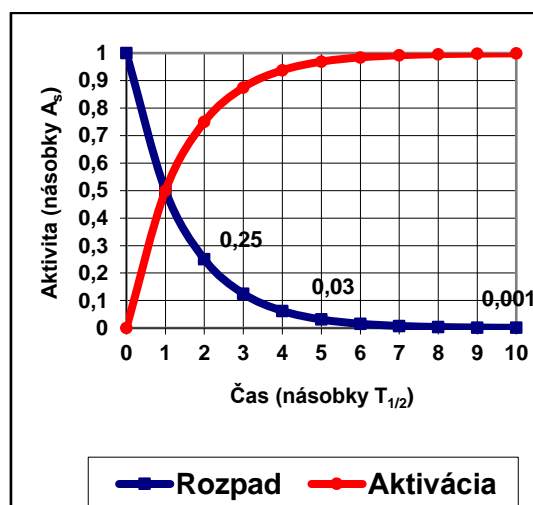
n - počet jadier absorbátora v jednotke hmotnosti,

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

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

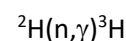
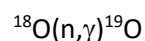
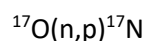
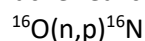
4.2 Zdroje žiarenia vznikajúce aktiváciou

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 rádiouhlíka ${}^{14}\text{C}$ v jadrovom reaktore sú reakcie ${}^{14}\text{N}(n,p){}^{14}\text{C}$ (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 ${}^{14}\text{C}$ v reaktoroch typu VVER sa odhaduje na 740 MBq až 1,1 GBq na $\text{MW}_{\text{el}} \cdot \text{rok}$. Najväčšiu indukovanú aktivitu v konštrukčných materiáloch vykazujú rádionuklidy ${}^{24}\text{Na}$, ${}^{28}\text{Al}$, ${}^{51}\text{Cr}$, ${}^{51}\text{V}$, ${}^{56}\text{Mn}$, ${}^{59}\text{Fe}$, ${}^{60}\text{Co}$ a i.



Obr. 4.1. Časový priebeh aktivácie a rozpadu rádioaktívnych látok.

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



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

Tabuľka 4.1. Prehľad najvýznamnejších aktivačných produktov.

Indukovaná aktivita v materiáloch JE		
Chladiivo + 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		
$^{59}\text{Fe}(T_{1/2}=45$ d), $^{60}\text{Co}(T_{1/2}=5,3$ r), $^{54}\text{Mn}(T_{1/2}=312$ d), $^{51}\text{Cr}(T_{1/2}=28$ d), $^{58}\text{Co}(T_{1/2}=71$ d) $^{65}\text{Zn}(T_{1/2}=244$ d), $^{95}\text{Nb}(T_{1/2}=35$ d), $^{95}\text{Zr}(T_{1/2}=64$ d), $^{110}\text{Ag}(T_{1/2}=250$ d), $^{14}\text{C}(T_{1/2}=5730$ r)		
Palivo		
Transuránové prvky	$^{237,239}\text{Np}$, $^{238-242}\text{Pu}$, $^{241, 243}\text{Am}$, $^{242, 244}\text{Cm}$	

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 .

Aktivita prímiesí chladiiva je doplnkovým zdrojom žiarenia. Medzi prímiesi 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.).

Ako sme už spomenuli, v primárnom okruhu sa nachádzajú aj iné rádioaktívne látky. Sú to najmä aktivované prímiesi 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, pričom vzniká viac ako 800 rozličných štiepných produktov a aktinidov. Väčšina štiepných produktov sú rádioaktívne (emitujú najmä β a γ žiarenie). Doby polpremeny sú od zlomkov sekundy po desiatky rokov a pri aktinidoch tisíce až stotisíce rokov. 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. Ide hlavne o štiepne produkty s vysokou mobilitou – plynné alebo prchavé látky. Cez hermetický povlak môžu preniknúť do chladiiva iba difúziou. Tento prienik je zanedbateľný, s výnimkou trícia, ktorý sa chemicky spája so

zirkónom (materiálom obálky). Prienik trícia cez takýto povlak palivového prútika nepredstavuje viac ako 1 %. Cez povlak palivového prútika vyrobeného z nehrdzavejúcej ocele je prenik ^3H až 80 %.

Tabuľka. 4.2. Prehľad najvýznamnejších štiepnych produktov.

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

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 plynné štiepne produkty, alebo väčšie trhliny, čím môže vzniknúť priamy kontakt vody s palivom, v dôsledku čoho sa do vody môže dostať určité množstvo neprchavých produktov štiepenia alebo dokonca aj paliva.

V závislosti od fyzikálnochemických vlastností a podľa osobitostí správania v technologickom systéme jadrovej elektrárne delíme štiepne produkty do týchto skupín:

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

Do každej skupiny (okrem tretej) patrí veľké množstvo rádionuklidov. V podmienkach LOCA havárie, so zvyšovaním teploty aktívnej zóny, niektoré rádionuklidy, ktoré zaraďujeme medzi neprchavé látky zvyšujú mobilitu a uniknú ešte pred tavením paliva. Patria sem prvky Br, Rb, Te a Sb, ktoré sa stávajú prchavými, prvky Mo, Ba, Y, Rh, Pd, Tc, ktoré považujeme za kváziprchavé. Nízke hodnoty mobility aj pri vysokých teplotách vykazujú prvky Sr, Nb, Ru, La, Ce, Eu, Np a neprchavé prvky, ktoré zostávajú v tavenine AZ sú Zr, Nd, U a Pu [16].

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 ($\times 10^{15}\text{Bq/MW}$).

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 odhadované množstvo vzniknutého trícia v energetickom reaktore typu VVER. Aj keď najviac trícia vzniká pri štiepení paliva, zostáva táto zložka hermeticky uzavretá obálkou palivových prútikov a unikne len pri porušení hermetickosti. Hlavnou zložkou, ktorá ovplyvňuje tvorbu a vypúšťanie trícia do okolitého prostredia je reakcia záchytu neutrónov na bóre v chladive s nasledujúcim vznikom ťažkých nabitých častíc.

Tabuľka 4.4. Spôsoby vzniku trícia a vypočítané množstvo.

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

4.4 Ožiarovanie obyvateľstva v dôsledku exhalátov JE

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

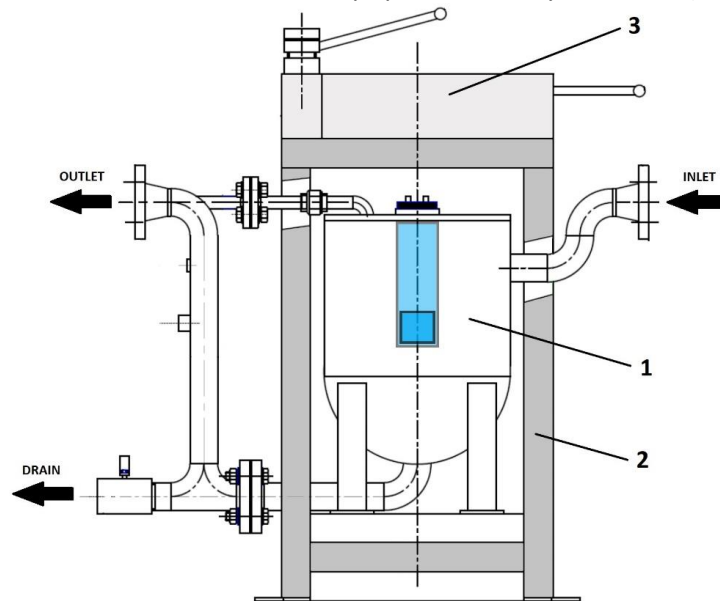
Základom pre hodnotenie rádiologického vplyvu jadrových elektrární na životné prostredie je monitorovanie a bilancovanie výpustí rádioaktívnych látok (RAL) do atmosféry a hydrosféry. RAL prostredníctvom atmosféry a hydrosféry a ďalších článkov potravinových reťazcov sa môžu dostávať bezprostredne k jednotlivcom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

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 dľožijúcich **aerosólov**, gama aktívneho **jódu** (^{131}I) a beta aktivity **vzácných 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 odpadové 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 výtoky odpadových vôd je v meracej stanici kontroly odpadových vôd inštalované nepretržité monitorovanie kvapalných odpadov.

Monitor aktivity vypúšťaných odpadových vôd tvorí 15, resp. 25 litrová nádoba z nehrdzavejúcej ocele do ktorej odbočkou (bypass) kontinuálne vstupuje časť vypúšťanej vody a scintilačným detektorom sa meria odozva na gama žiarenie. Monitor sa kalibruje roztokom ^{137}Cs . Meria sa **celková aktivita gama**

v širokom energetickom okne od 100 keV do 2 MeV a možné je simultánne meranie v energetických oknách významných rádionuklidov (Co-57, Co-60, I-131, Cs-137). Monitor umožňuje získavať časozberné vzorky, ktoré sa potom laboratórne spektrometricky, resp. rádiochemicky vyhodnocujú. Kvapalné odpady sú potom prostredníctvom podzemného potrubného systému odvádzané priamo do rieky (Hron v prípade Mochoviec, Váh a Dudváh v prípade Jaslovských Bohuníc).



Obr. 4.2. Princípna schéma kontinuálneho monitora aktivity vôd (BAI9125).
Oceľová meracia nádoba s Nal detektorom (1), 4 π olovené tienenie (2), horný olovený dekel (3).

Monitorovaniu odpadových vôd, vypúšťaných z JE sa všeobecne pripisuje prvoradý význam vo vzťahu k hodnoteniu JE na okolie. Vypúšťané rádioaktívne látky sú riedené iba vodou z JE (odluhy z chladiacich veží a pod.). Rádionuklidy vypustené do povrchových vôd sú ďalej riedené samotnou vodou recipientu, preto ich meranie je náročnejšie.

Na vypúšťanie (uvoľňovanie) plyných a kvapalných rádioaktívnych látok 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 jadrového zariadenia v celej lokalite nebude u jednotlivcov z obyvateľstva prekročená hodnota efektívnej dávky 0,25 mSv/rok.

Podmienky na uvádzanie plyných rádioaktívnych látok do ŽP ich vypúšťaním v exhalátoch ventilačným komínom zo zariadenia za normálnych prevádzkových podmienok ustanovuje rozhodnutie Úradu verejného zdravotníctva SR. Toto rozhodnutie stanovuje podmienky prevádzky vrátane ročných limitov aktivity rádionuklidov v emisiách pre rádionuklidy vzácnych 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 zmesí 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 **vzácných plynov** (izotopy Kr, Xe a Ar), rádioaktívneho **jódu**, trícia a meradlá celkovej alfa a beta aktivity aerosólov. Aktuálne sú vo všetkých jadrových zariadeniach na Slovensku v prevádzke zariadenia od renomovaných firiem (Thermo Fisher, Berthold) a niektoré príklady meradiel sú uvedené na Obrázkoch 4.3, 4.4 a 4.5.

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).

V praxi je meranie vplyvu JE v mnohých prípadoch ťažké a niekedy nemerateľné, pretože v dôsledku bezpečnostných opatrení (zadržovanie 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

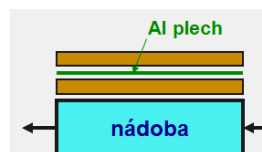
spôsobenými pozadím. Okrem toho pozadie silne kolíše v závislosti od lokality, čo značne sťažuje meranie dávok spôsobených elektrárnou. Preto sa hodnoty ožiarenia stanovujú výpočtom. Vypočítané efektívne dávky sú dôsledkom oboch ako interných tak aj externých zdrojov, ktoré vznikajú pri emitovaní rádioaktívnych 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.



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 kremikový 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 elektráreň 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 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ (z údajov výpustí EMO12 pre rok 2006). Výsledky výpočtov udávajú pre rok 2007 0,259 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$ a pre rok 2008 0,295 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$. Aktuálny limit je 250 $\mu\text{Sv}/\text{rok}$, 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 vzácnych 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 dávkovým ekvivalentom 1 Sv. Z Tabuľky 4.5 vyplýva, že parameter rizika úmrtia pri rovnomernom ožiarení celého tela je $5,5 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ v dôsledku karcinogénnych efektov a $0,2 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$ v dôsledku genetických efektov. Celkový parameter rizika je $5,7 \cdot 10^{-2} \text{ Sv}^{-1}$.

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

Tkanivo	Nominálny koeficient rizika rakoviny·10 ⁻⁴ Sv ⁻¹	Nominálny koeficient rizika úmrtia·10 ⁻⁴ 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
Štítna žľaza	33	12,7
Kostná dreň	42	61,5
Ostatné orgány	144	113,5
Gonády (dedičné)	20	25,4
Celkom	1715	574

Tabuľka 4.5. Podiel rádioaktívnych plynov v úlete z jadrovej elektrárne.

Nuklid	Relatívne množstvo (%) hmotnosti	
	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
	Pľúca	Zažívaci trakt	Kostra	Kostná dreň	Štítna žľaza	Gonády	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	4,2·10 ⁻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 $5,7 \cdot 10^{-5}$. Na 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 ožiarenia pracovníkov. Operačné veličiny.

Jadrové elektrárne sú pracoviská s vymedzeným kontrolovaným pásmom 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 ožiarenia 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 ožiarenie. 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 ožiarenie 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:

- $H_p(10)$ – na odhad efektívnej dávky E
- $H_p(0,07)$ – na odhad ekvivalentnej dávky na kožu
- $H_p(3)$ – na 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 $H_{pn}(10)$ 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).

Monitorovanie vnútornej kontaminácie závisí od druhu a celkovej aktivity rádionuklidov, ich fyzikálnej a chemickej formy, druhu umiestnenia, od pracovných podmienok a uskutočňovaných činností. Vnútoraná kontaminácia sa môže monitorovať meraním aktivity rádionuklidov v tele alebo v orgáne celotelovým počítačom (**priame merania in vivo**) alebo **nepriame merania** jednoduchším zariadením na meranie rádionuklidov v biologických látkach pochádzajúcich z ožiarneho tela, napr. exkréty, krv, výtery sliznice, vlasy, chlpy a pod. Jednoduchým a rozšíreným priamym meraním je stanovenie aktivity rádiojódu v štítnej žľaze. Ďalšou možnosťou je meranie aktivity ovzdušia v pracovnom prostredí. Na základe merania obsahu rádionuklidov v ovzduší sa stanovuje **príjem rádionuklidov** inhaláciou, teda aktivity rádionuklidov vniknutých do organizmu v čase expozície. Takto získané aktivity sa potom prevádzajú na úvahy efektívnej dávky alebo na úvahy ekvivalentnej dávky pomocou biokinetických modelov.

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. 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.

Vnútorané ožiarenie niektorými rádionuklidmi môže byť sústredené na niektoré orgány (tzv. kritické orgány), ktoré ich prednostne akumulujú (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. Toto je jedna z veľmi nepríjemných špecifik vnútorného ožiarenia. Ďalším nepríjemnou faktom vnútorného ožiarenia je skutočnosť, že tieto nuklidy sa určitý čas zdržujú v organizme, čím sa doba ožarovania predlžuje.

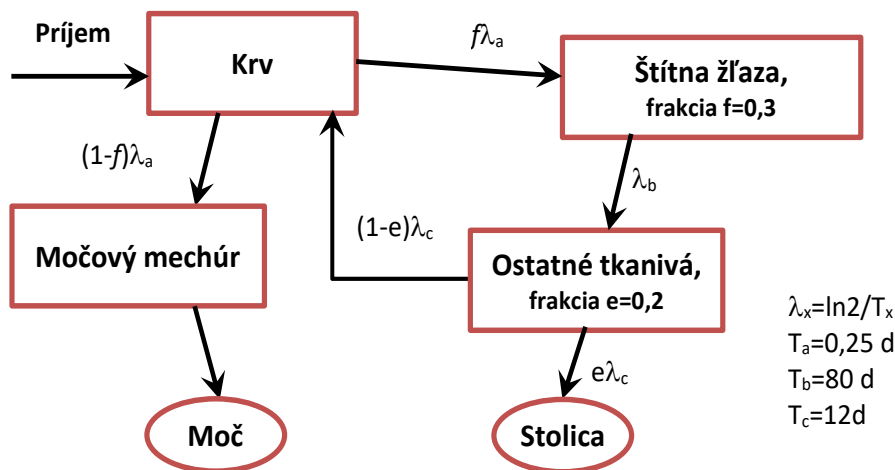
Ak predpokladáme, že vylučovanie rádioaktívnych látok z ľudského organizmu sa deje podľa exponenciálneho zákona, ktorý charakterizuje konštanta λ_b , účinnú rýchlosť ubúdania rádioaktívneho nuklidu bude charakterizovať účinná konštanta vylučovania $\lambda_{úč} = \lambda_b + \lambda$, kde λ je konštanta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

Účinný polčas vylučovania rádioaktívnej látky z ľudského organizmu potom vyjadríme vzťahom

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

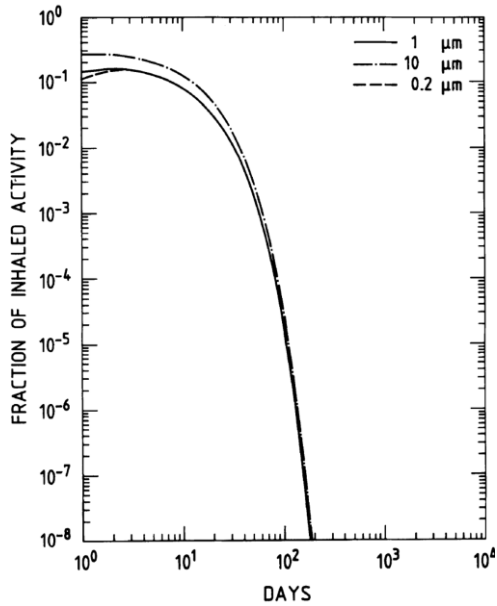
Účinný polčas vylučovania býva niekoľko dní (^3H , ^{14}C , ^{24}Na), avšak môže sa približovať k nekonečnu (^{90}Sr , ^{239}Pu).

Uvedieme si príklad hodnotenia ožiarenia pri príjme rádionuklidu I-131. K vnútornej kontaminácii rádiojódom môže dôjsť v jadrových zariadeniach, v nukleárnej medicíne alebo vo výskumných laboratóriách. Rádionuklid I-131 je krátkožijúci, s dobou polpremeny 8 dní, pričom sa emituje beta žiarenie s max. energiou 190 keV a gama fotóny s hlavnou energiou 360 keV. Po inhalácii alebo ingescii sa jód krvou roznáša v tele, pričom sa prednostne ukladá v štítnej žľaze (30 %) a ostatný sa roznáša po celom tele, zadržiavať v iných orgánoch reemitovať do krvi a nakoniec vylučovať močom alebo cez tráviaci trakt stolicou. Priamo ho teda môžeme merať priložením detektora k štítnej žľaze a nepriamo zo vzoriek moču alebo zo vzoriek pracovného miesta. Biologický polčas vylučovania z krvi je 6 hodín, zo štítnej žľazy po zabudovaní až 80 dní a z ostatných orgánov 12 dní.

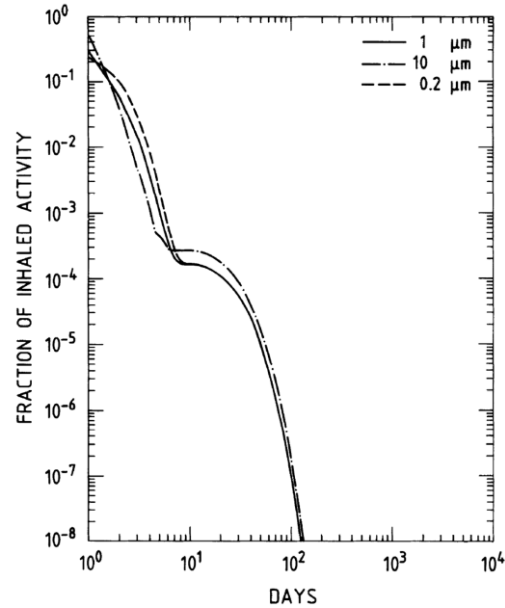


Obr. 4.6. Biokinetický model jódu v tele dospelého človeka.

Modelový prípad merania aktivity v štítnej žľaze: po zistení aktivity 1000 Bq a predpokladanom čase príjmu – 7 dní pred meraním a spôsobe príjmu – vdýchnutím do pľúc, z tabuliek, resp. závislosti obsahu jódu v čase po príjme uvedených v publikácii ICRP 54 [16] pre daný model zistíme, že sme namerali 7,4 % z prijatej aktivity (pozri Obr. 4.7a). Späťne teda vypočítame príjem, ktorý bude 13,5 kBq. Príjem inhaláciou sa prepočítava na úväzok efektívnej dávky cez konverzný faktor pre inhaláciu aerosólov uvedený v zákone 87/2018 Z. z. [3] (vyberieme konverzný faktor pre rozmer aerosólov $d_{ama} = 5 \mu\text{m}$, ktorý je v tomto prípade väčší a keďže nevieme reálny rozmer aerosólov, vyberieme konzervatívnejší predpoklad), $h_{inh} = 1,1 \cdot 10^{-8} \text{ Sv/Bq}$. Úväzok efektívnej dávky potom bude $150 \mu\text{Sv}$.



Obr. 4.7a. Závislosť aktivity jódu v štítnej žľaze od času po prijme inhaláciou.



Obr. 4.7b. Závislosť aktivity jódu v moči od času po prijme inhaláciou.

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 zámenny - pre ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{140}Ba sa používajú zlúčeniny bária a vápnika, pre $^{131-135}\text{I}$ sa používa jeho stabilný analóg (roztok alebo tabletky, jodid draselný).

Záverom možno konštatovať:

1. Človek okamžite nepocítiže 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 môže viesť pri vysokej sumárnej hodnote dávky k vzniku choroby z ožiarenia.

4.6 Konceptia 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. Porovnajme pracovné riziko pri práci s ionizujúcim žiarením s pracovným rizikom vykonávania týchto povolání, ktoré spoločnosť bežne vykonáva a považuje ich za bezpečné. Najúčelnejšie sa javí porovnať počet smrteľných prípadov. V tabuľke 4.8 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} rok⁻¹ 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} rok⁻¹ 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} rok⁻¹ 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^{-6} .rok ⁻¹	Riziko úmrtia rok ⁻¹ .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 $S_k = 10^4$ man·Sv. Riziko pre dospelé obyvateľstvo bolo 70 prípadov na 10^4 man·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 $r = 10^{-2}$ man⁻¹.Sv⁻¹. Ak vezmeme navrhnutú vyššiu hodnotu rizika 10^{-6} rok⁻¹ man⁻¹, dostaneme, že kolektívny dávkový ekvivalent pre obyvateľstvo by nemal prevýšiť hodnotu 10^2 man·Sv·rok⁻¹ a pre ohraničenú nevelkú skupinu 10^3 man·Sv·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 mSv·rok⁻¹, z hodnoty kolektívnej efektívnej dávky $S_k = 10^2$ man·Sv vyplynie, že v tomto obvode môže bývať asi 200 000 obyvateľov. Skutočné namerané hodnoty sú však 0,02 mSv·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.

Tabuľka 5.1. Charakteristika základných procesov pri detekcii žiarenia.

Mechanizmus	Použitie	Typ zariadenia	Detektor
Ionizácia Ionizujúce žiarenie môže priamo (α, β) alebo nepriamo (γ, X, n) ionizovať prostredie detektora. Meranie vzniknutého náboja alebo s ním spojených zmien elektrických parametrov je úmerné dozimetrickým parametrom žiarenia.	Monitorovanie okamžitej radiačnej situácie a dozimetria	1. Ionizačné komory 2. Proporcionálne p. 3. GM počítače 4. Polovodičové detektory	1. plynom plnený 2. plynom plnený 3. plynom plnený 4. Pevný látka
Luminiscencia - Scintilácia Záblesky svetla pri deexcitácii atómov v detekčnom kryštáli sú konvertované na elektrický signál vo fotocitlivom snímači.	Monitorovanie a dozimetria	Scintilačné detektory	Kryštál alebo tekutá látka
Luminiscencia – Termoluminiscencia, Opticky stimulovaná luminiscencia, OSL, Rádiofotoluminiscencia Elektróny sú v luminiscenčných kryštáloch zachytené v pasciach po excitácii ionizujúcim žiarením. Vyslobodenie z pasce sa deje prostredníctvom dodania energie formou tepla, svetla (laser) alebo ožiarení za emisie fotónov svetla, ktoré sa registrujú fotonásobičom.	Osobná dozimetria	TLD termoluminiscenčný dozimeter OSL – dozimetre s opticky stimulovanou luminiscenciou	Kryštál LiF Zafír
Chemické reakcie Žiarenie môže spôsobiť, resp. urýchliť niektoré chemické reakcie. Vyhodnotenie chemických zmien môže dať informáciu o absorbovanej dávke.	Osobná dozimetria	fotografický film Železnatý roztok $Fe^{2+} + OH^- \rightarrow Fe^{3+} + OH^-$	Fotoemulzia Frickeho dozimeter
Ohrev Ionizujúce žiarenie pri interakcii odovzdáva energiu absorpčným prostrediu, ktorá za tým zohrieva. Ohrev je proporcionálny absorbovanej dávke.	Kalibrácia meracích prístrojov	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	Havarijnú situáciu	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.

5.2 Detektory ionizujúceho žiarenia 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, kontaminácie povrchov 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 chladiva cirkulujúceho v primárnom a sekundárnom okruhu, registruje úroveň zamorenia vzduchu v pracovných priestoroch a v okolí reaktora, kontamináciu povrchov a prístrojov 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.

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 . Osobné dozimetre sa pridelujú každému pracovníkovi, ktorý môže prísť do styku s ionizujúcim žiarením, a pravidelne sa vyhodnocujú. V súčasnosti sa najčastejšie používajú elektronické osobné dozimetre (EPD) umožňujúce zobrazíť okamžité hodnoty dávky, resp. dávkového príkonu a tiež nastaviť výstražné úrovne dávky a dávkového príkonu.

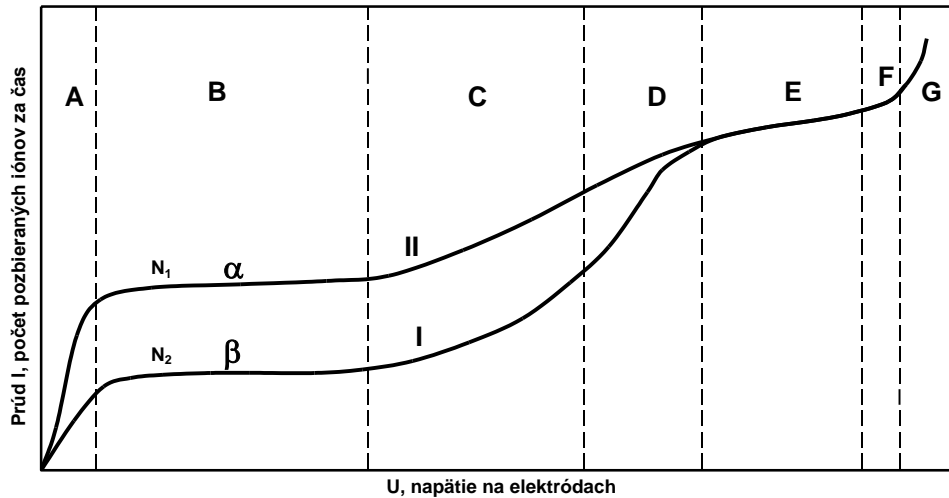
Tabuľka 5.2. Prehľad základných procesov pri detekcii žiarenia.

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	-
neutróny	fotojadrová reakcia	produkty reakcie
	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

Plynové detektory

Väčšina detektorov využíva ionizáciu, teda 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, pri postupnom zvyšovaní potenciálneho rozdielu medzi elektródami, dostaneme **voltampérovú charakteristiku** detektora, čo je závislosť prúdu vo vonkajšom obvode od pripojeného napätia (Obr. 5.1).



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 do lavínovitej, 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**. V oblasti F a G sa v detektore začína samovoľný výboj – koronový výboj a tento režim sa využíva na detekciu ťažkých nabitých častíc koronovými detektormi. Pri ďalšom zvyšovaní napätia vzniká tlejivý výboj a pri prelete ťažkej nabitkej častice vzniká iskrový výboj. Praktické využitie aj na vizualizáciu stopy častíc majú impulzné iskrové komory.

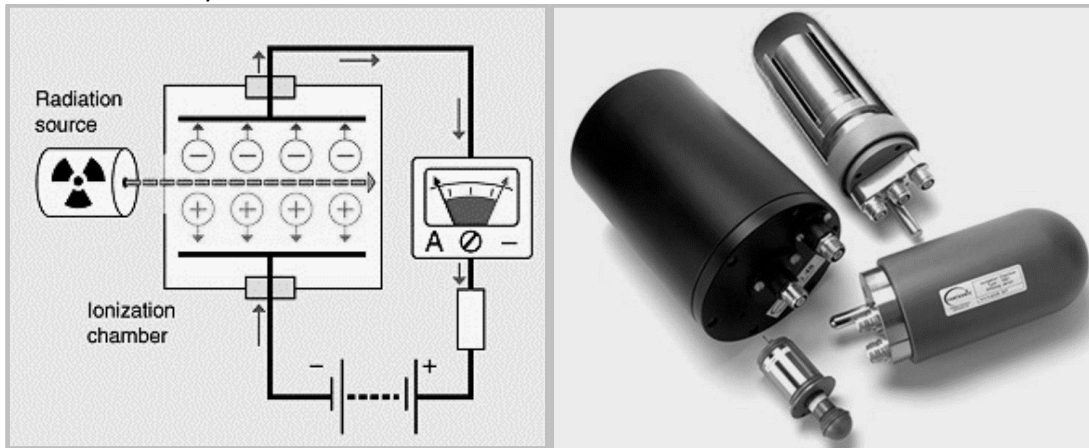
Ionizačné komory.

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. 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. Princiálna schéma ionizačnej komory a príklady od firmy Centronic.

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:

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

kde

- N - počet vznikajúcich iónových párov v jednotke objemu plynu V za jednotku času,
- n - objemová koncentrácia iónov, ktoré sa už v tomto objeme nachádzajú,
- α - koeficient rekombinácie,
- e - náboj iónu,
- i - ionizačný prúd, (A).

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:

$$i = V \cdot e \cdot (N - \alpha n^2) \quad (5.2)$$

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 ($i > 0$), potom $(N - \alpha n^2) > 0$ alebo $N > \alpha n^2$, počet existujúcich iónov klesá na úkor ich odberu elektródami. Keď ionizačný prúd dosiahne hodnotu nasýtenia, teda $i = i_{nas}$, rekombinácia bude nulová $\alpha n^2 = 0$ a pre hodnotu prúdu platí:

$$i = i_{nas} = V \cdot e \cdot N \quad (5.3)$$

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 N sa rovná dávkovému príkonu \dot{D} delenom energiou potrebnou na vytvorenie jedného iónového páru w , výraz (5.3) môžeme napísať v tomto tvare:

$$i = V \cdot e \cdot \frac{\dot{D}}{w} \quad (5.4)$$

alebo, ak vynásobíme obe strany časom t a uvažíme, že dávka $D = \dot{D} \cdot t$ a náboj $Q = i \cdot t$ potom:

$$Q = V \cdot e \cdot \frac{D}{w} \quad (5.5)$$

Dávkový príkon teda udáva ionizačný prúd, zatiaľ čo dávku vyjadruje pozbieraný náboj Q .

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 až 1 MPa a jej steny sú z ťažkých materiálov.

Iné plynové detektory.

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 začiatkovej 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 vysoko stabilizovaný 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 D) sa dostávame do oblasti obmedzenej proporcionality. Koeficient plynového zosilnenia prudko narastá a je závislý od začiatkovej 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 pohybuju 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 spotrebuje, 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 .

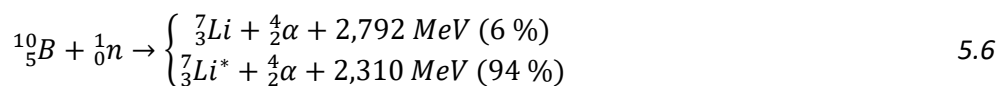
Oblasť F a G voltampérovej charakteristiky (Obr. 5.1) zodpovedá korónovým a iskrovým detektorom. Pri zvyšovaní napätia nad GM oblasťou nastáva v plynovom detektore stály korónový výboj. Detektorom prechádza stály prúd a žiarenie s malými ionizujúcimi účinkami nevyvolá v detektore registrovateľné zmeny. 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.

Detekcia neutrónového žiarenia

V podstate každý detektor neutrónov musí obsahovať materiál, ktorý prostredníctvom jadrových reakcií s neutrónmi produkuje okamžité sekundárne žiarenie, najlepšie ťažké nabitú časticu (protóny, alfa častice, štiepne fragmenty a iné). Hovoríme o konverznom materiáli. Sekundárne žiarenie sa potom registruje konvenčným detektorom ionizujúceho žiarenia. Účinný prierez interakcie je výrazne závislý od energie neutrónov, preto existujú rôzne techniky na detekciu neutrónov v závislosti od ich energie. Konverzný materiál môže byť zabudovaný v detekčnom objeme ako je to napríklad pri plynových detektoroch (^3He , BF_3) alebo niektorých scintilačných detektoroch (na báze ^6Li).

Pre detekciu tepelných neutrónov sa najčastejšie používajú tieto konverzné reakcie:

Materiály na báze $^{10}\text{B}(n,\alpha)$ s účinným prierezom interakcie 3840 barn. Podiel izotopu ^{10}B v prírodnom bóre je 19,8 % a pre zvýšenie výťažku sa môže obohatovať.



Zo vzbudeného stavu sa $^7\text{Li}^*$ dostane do základného s polčasom 10^{-13} s po vyžiarení fotónu 0,48 MeV. Vzniknuté častice, častica α a jadro lítia, sú silne ionizujúce a v detektore vytvoria veľké množstvo iónových párov. Najčastejšie sa používa bór v tuhej podobe, nanosený na steny ionizačnej 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.

Príkladom použitia je **plynová proporcionálna sonda** s náplňou BF_3 , s vysokým obohatením izotopu ^{10}B na úroveň 96 %. Niekedy sa môže na zlepšenie vlastností pridať malé množstvo argónu. Detektor **s povrchovou vrstvou s obsahom bóru** nanosenou na vnútorné steny plynového detektora má oproti BF_3 výhodu v tom, že sa dá použiť plyn s lepšimi vlastnosťami ako BF_3 a tým zlepšiť napr. časové rozlíšenie detektora.

Materiály na báze ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$ s účinným prierezom interakcie 940 barn.



Na detekciu neutrónov sa vyrábajú scintilačné materiály na báze *Lil* (podobne ako *NaI*), zmes *LiF+ZnS* a kvapalinový scintilačný kokteil s obsahom Li. Rozšírené sú aj meracie techniky využívajúce scintilačné **lítiové sklá** na báze kremíkovej matrice s prídavkom cériového aktivátora (komerčne dostupné pod označením NE902, NE908 ...).

Plynové detektory využívajúce **hélium ${}^3\text{He}$** s účinným prierezom 5330 barn.



Detektory s náplňou ${}^3\text{He}$ sa vyrábajú v rôznych variantách pre použitie v režime ionizačnej komory alebo proporcionálnej sondy, môžu byť so zvýšeným tlakom alebo s prídavkom ťažšieho plynu akým je Ar, Kr, metán na skrátenie doletu fragmentov reakcie a zníženie stenového efektu pri malých detektoroch. Hélium možno použiť aj v úlohe plynového scintilátora, keď héliová sonda s prídavkom xenónu so zvýšeným tlakom sa používa ako scintilačný materiál na detekciu neutrónov.

Energia reakcie sa vo všetkých prípadoch rozdeľuje medzi fragmenty podľa zákona zachovania hybnosti, teda nepriamo úmerne ich hmotnosti.

Materiály na báze izotopu gadolínia ${}^{157}\text{Gd}$ využívajú účinný prierez 255 000 barn. Výsledkom interakcie gama žiarenie a konverzné elektróny, ktoré potom môžu byť registrované. Gadolínium sa používa vo forme konverzných fólií (20 μm) v kombinácii s plošným registračným detektorom alebo ako prídavok do scintilátorov.

Štiepne konverzné materiály tepelných neutrónov využívajú ${}^{233}\text{U}$, ${}^{235}\text{U}$ a ${}^{239}\text{Pu}$. Štiepne procesy sú spojené s vytvorením štiepných fragmentov a uvoľnením energie okolo 200 MeV. Taká veľká energia nám umožňuje urobiť jednoduchú amplitúdovú diskrimináciu impulzov neutrónov od iných typov žiarenia.

Pre rýchle neutróny sa môže využiť interakcia pružného rozptylu a registrácia odrazeného jadra. Vhodným médiom pre plynové detektory je **vodík**, pričom sa deteguje vyrazený protón (recoil proton), ktorý pri čelnej zrážke dokáže prevziať všetku energiu neutrónu. Iná možnosť je detekcia neutrónov scintilačnými detektormi s obsahom vodíka. Do úvahy prichádzajú organické scintilátory, plastové scintilátory alebo kvapalné scintilátory s organickými rozpúšťadlami.

Na detekciu rýchlych neutrónov sú vhodné aj materiály s obsahom lítia. Používajú sa nielen scintilačné materiály vo forme kryštálov alebo zmesí, ale aj **lítiové sklá** a najnovšie aj **lítiové optické vlákna**.

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 (${}^{235}\text{U}$ 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.

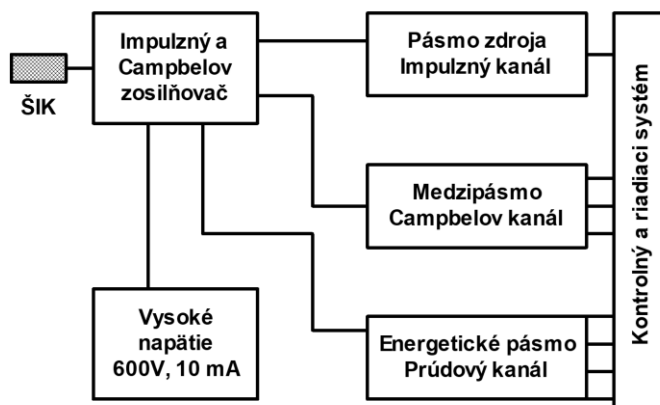
Veľkou nevýhodou ionizačných komôr je skutočnosť, že výstupné prúdy (výstupné impulzy) sú malé, a preto treba používať pomerne zložitú elektronickú aparatúru na ich zosilnenie.

Štiepne komory v spojení s modernou elektronikou, ktorá môže meniť režimy spracovania 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, keď 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 aparátúra, ktorá dokáže prepínať medzi rôznymi režimami sa používa v riadení reaktora ako širokopásmový merací kanál (wide range fission chamber).

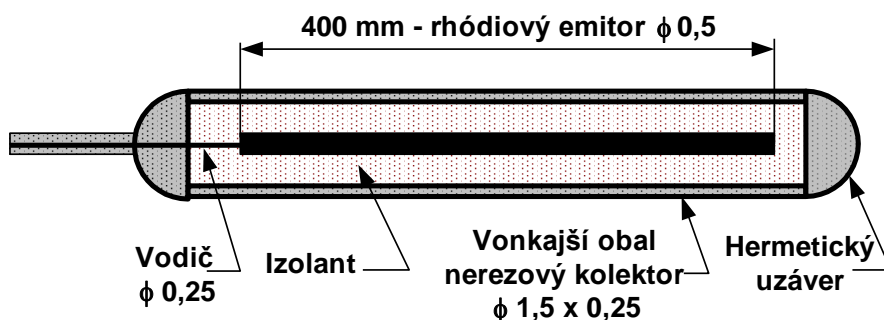


Obr. 5.3. Širokopásmový (Campbelov) merací kanál

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) , (n, γ) , fotoefekt, Comptonov efekt) s materiálom elektródy, pri ktorej je emitovaná častica β 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 , $R_{300^\circ C} = 10^8 \Omega$), 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 až 1 mm. Materiály emitov a ich vlastnosti sú uvedené v Tabuľke 5.1. Vonkajší priemer detektora býva 1,5 až 3 mm. Kolektor sa zhotovuje z nehrdzavejúcej ocele alebo z inkonelu (Ni-60 %, Cr-23 %, Fe-15 %).

Citlivosť detektorov je v rozmedzí $(3 \div 20) \cdot 10^{-20}$ C.cm² na neutrón. Schopné sú dostatočne spoľahlivo pracovať v rozmedzí teplôt 250 až 700 °C. V prevádzke treba brať do úvahy vypaľovanie jadier emitora.

Tabuľka 5.1. Vlastnosti SPND emitov.

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 dlhým časom emisie častice β (niekoľko sekúnd).

Polovodičové detektory

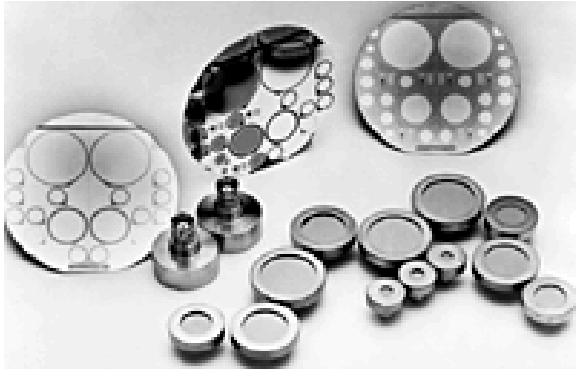
Polovodičové detektory sú typickým predstaviteľom citlivých laboratórnych detektorov, používaných najmä na spektrometrické účely, na určovanie energie častíc a fotónov γ . V reaktorovej technike majú obmedzené použitie. Používajú sa pri spektrálnom zisťovaní prítomnosti izotopov, ktorými je zamorený vzduch, chladivo steny technologických priestorov a pod. Kremíkové diódy sa používajú v moderných osobných dozimetoch s okamžitou indikáciou obdržanej dávky.

Polovodičové detektory využívajú na detekciu žiarenia ionizáciu v citlivej oblasti detektora. Najjednoduchším prípadom polovodičového detektora je PN priebeh, ktorý vznikne spojením polovodiča typu P a N. V oblasti tohto rozhrania vzniká ochudobnená oblasť, tzv. oblasť priestorového náboja (OPN). Pri pripojení napätia v závernom smere dôjde k zväčšeniu OPN. Prechodom ionizujúceho žiarenia sa v tejto vrstve vytvárajú nosiče náboja – elektrón-dierové páry (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, pretože energia potrebná pre vznik jedného páru elektrón – diera je nízka. V súčasnosti rozoznávame niekoľko kategórií polovodičových detektorov, t. j. detektory s povrchovou bariérou (napr. **SSB** Silicon Surface Barrier), detektory driftované lítiom (**P-I-N** - napr. SiLi, GeLi), pasivované s iónmi implantovaným kontaktom (**PIPS** - Passivated Implanted Planar Silicon), detektory z vysoko čistého germánia (**HPGe** - High Purity Germanium). Rôzne vyhotovenia a úpravy polovodičových detektorov ich predurčujú na detekciu rôznych typov žiarenia. Nevýhodou polovodičových detektorov je najmä ich nízka detekčná účinnosť a náročnosť na pracovné podmienky. **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 analyzátoru. Sú vhodné na alfa spektrometriu a používajú sa na laboratórne merania alfa aktivity (Am, Pu, U, Ra, Cm a pod.).

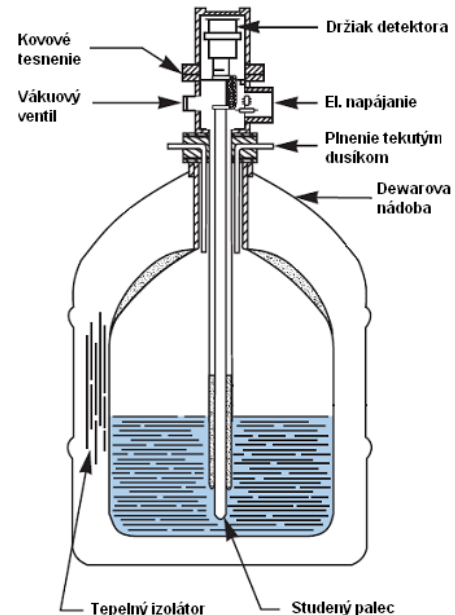
Detektory driftované lítiom Si(Li), Ge(Li) majú podstatne hrubšiu ochudobnenú vrstvu a používajú sa v spektrometrii RTG žiarenia (Si(Li)) a fotónov γ (Ge(Li)). Lítiové donory slúžia na kompenzáciu akceptorov v pôvodne P kryštáli. Nevýhodou týchto detektorov je nevyhnutnosť ich kontinuálne chladíť na teplotu kvapalného dusíka, aby lítium z detektora nevydifundovalo, a to nielen počas prevádzky, ale aj počas skladovania. Okrem toho, germániové detektory potrebujú teplotu kvapalného dusíka počas samotnej prevádzky na zníženie šumu.

HPGe detektory sú nástupcom Ge(Li) detektorov v gamaspektrometrii. Vysoká čistota germánia odbúrala potrebu kompenzácie lítiom. To odstránilo potrebu kontinuálneho chladenia a detektor musí

byť nevyhnutne zachladený už len počas prevádzky. Typický HPGe detektor sa vyrába ako plný alebo koaxiálny cylinder s priemerom a dĺžkou v jednotkách cm. Keďže musí byť počas prevádzky chladený, kryštál je vákuovo uzavretý, najčastejšie v hliníkovom obale. Chladenie sa zabezpečuje buď kvapalným dusíkom alebo elektricky. Typický náčrt HPGe detektora je na Obrázku 5.6.



Obr. 5.5. Rôzne vyhotovenia PIPS detektorov.



Obr. 5.6. Polovodičový detektor s kryostatom.

Scintilačné detektory

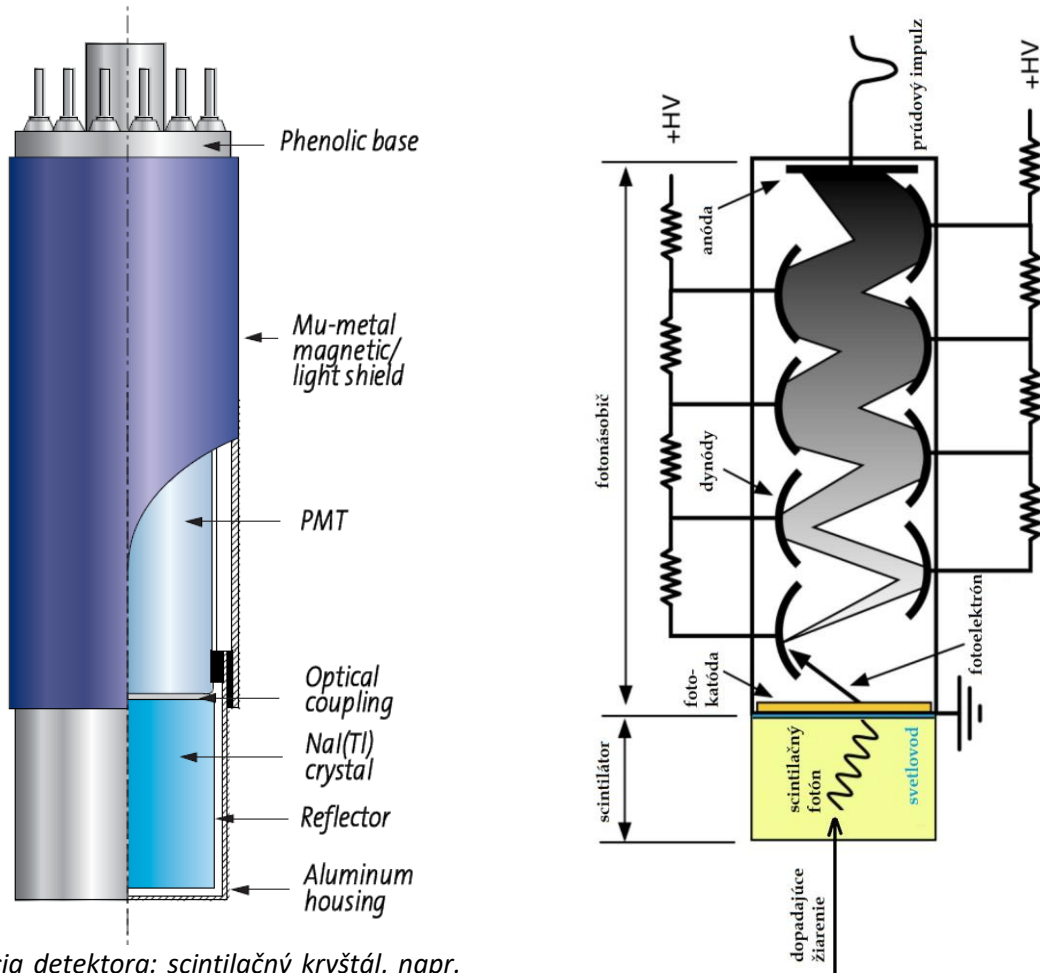
Scintilačné detektory sa uplatňujú v reaktorovej technike podobne ako polovodičové predovšetkým na kontrolu úrovne zamorenia. Scintilačné detektory majú dobré spektrometrické vlastnosti, nedosahujú však spektrometrické vlastnosti polovodičových detektorov.

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 vzbuđeného 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 (NaI:TI), jodid cézny (CsI:TI) a fluorid vápenatý (CaF₂:Eu) patria medzi najstaršie používané scintilátory. Avšak ich horšie energetické rozlíšenie v porovnaní s polovodičovými detektormi vedie producentov scintilačných materiálov k vývoju novších scintilačných materiálov s lepším energetickým rozlíšením, čo by v mnohých aplikáciách umožnilo nahradiť nimi na prevádzku náročnejšie HPGe detektory. Jedná sa hlavne o cériom dopovaný bromid lantanitý (LaBr₃:Ce) a bromid ceritý (CeBr₃). Do skupiny scintilačných detektorov tiež patria tzv. plastové scintilátory. Spravidla ide o organický scintilátor primiešaný do plastového materiálu počas výroby pred procesom polymerizácie. Plastové scintilátory majú veľmi obmedzené spektrometrické vlastnosti a v elektrárni ich možno nájsť najmä v meradlách kontaminácie predmetov.

Crookes v roku 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 sklenených diskoch, alebo zvonovitých nádobách (napr. na meranie radónu a jeho dcérskych produktov).

Najrozšírenejším a najznámejším kryštalickým scintilátorom je táliom aktivovaný jodid sodný (NaI:Tl). Jodid sodný je silne hygroskopický a veľmi krehký materiál citlivý na prudké zmeny teploty. Štandardne býva zapuzdrený v hliníku s priezračným okienkom. Jodid cézny je mechanicky odolnejší a menej citlivý na zmeny teploty. Má väčšiu hustotu a preto dosahuje vyššiu účinnosť. Fluorid vápenatý nie je hygroskopický.



Konštrukcia detektora: scintilačný kryštál, napr. NaI:Tl, CsI:Tl, LaBr₃:Ce alebo CeBr₃ 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 puzdre. Detekčná časť je ukončená bázovými kontaktami uchytenými v izolátore (fenoplast). Napájacia päťica 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 puzdre.



Obr. 5.7a. Schémy scintilačného detektora a obrázok napájacej päťice.

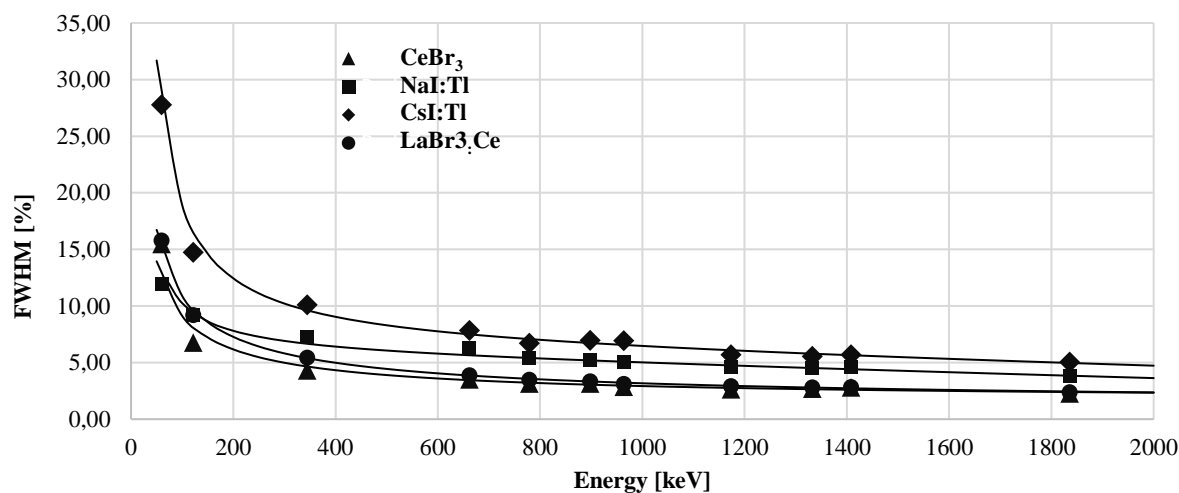
Zavedenie aktivátora ako je tálium vytvára oveľa viac luminiscenčných centier v zakázanom pásme medzi valenčným a vodivostným pásom, čím uľahčuje deexcitáciu elektrónov po menších

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 fluorescence NaI klesá (pásmo sústredené okolo 300 nm) a NaI(Tl) (široký pás sústredný okolo 430 nm) rastie. Rast vlnovej dĺžky fluorescence 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 priezračný 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 2 x 2 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. 10 x 10 x 40 cm), používaných v letiskových röntgenových bezpečnostných systémoch

Novšie kryštalické scintilátory bromid lantanitý aktivovaný cériom a bromid ceritý dosahujú lepšie spektrometrické vlastnosti. Bromid lantanitý dosahuje asi trikrát lepšie energetické rozlíšenie a asi o 30 % vyššiu účinnosť v porovnaní s jodidom sodným. Jeho nevýhodami je horšie energetické rozlíšenie pre energie pod 100 keV a vnútorná rádioaktivita kryštálu spôsobená prítomnosťou prírodných rádionuklidov ^{138}La a ^{227}Ac , ktoré nie je možné počas výroby úplne odstrániť. Bromid ceritý dosahuje mierne horšie energetické rozlíšenie, na druhej strane je u neho prítomná len aktivita ^{227}Ac .



Obr. 5.7b. Porovnanie energetického rozlíšenia detektorov 1,5" CsI:Tl, NaI:Tl, LaBr₃:Ce a CeBr₃ [18].

Vhodným výberom scintilátora možno detekovať ľubovoľný druh žiarenia. Anorganické scintilátory (NaI(Tl), CsI(Na) a ťažšie kryštály wolframátu kadmia CdWO_4 , germanátu bizmutu $\text{BGO} - \text{Bi}_4\text{Ge}_3\text{O}_{12}$ 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 spektrometrii neutrónov sa používajú kremíkové sklá (namiešané z oxidov Si, Al, Mg, B, Na, Li, Ce...) so zvýšeným obsahom ^6Li 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 úrovne 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 spätne 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.

Tabuľka 5.2a. Základné charakteristiky niektorých anorganických scintilátorov (zdroj: www.crytur.com)

Materiál	Nal:TI	Csl:TI	CaF ₂ :Eu	BaF ₂	BGO	YAG:Ce	YAP:Ce	GSO:Ce
Fyzikálne vlastnosti								
Chemický vzorec	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
Hustota, g/cm ³	3.67	4.51	3.18	4.89	7.13	4.57	5.37	6.71
Tvrdosť - Mohsova stupnica	2	2	4	3	5	8.5	8.6	5.7
Hygroskopickosť	Áno	Slabo	Nie	Nie	Nie	Nie	Nie	-
Kryštalová štruktúra	Kubická	Kubická	Kubická	Kubická	Kubická	Kubická	Rombická	Monoklin.
Teplotná rozťažnosť, PPM	47.5	50	19.5	18.4	7.0	8-9	4-11	4-12
Teplota tavenia, C°	651	621	1360	1280	1050	1970	1875	
Luminiscenčné vlastnosti								
Svetelný výťažok, % od NaI:TI	100	45	50	20/2	15-20	15	40	20-25
Vlnová dĺžka max emisie, nm	415	550	435	325/220	480	550	370	440
Konštanta dosvitu, ns	230	1000	940	630/0.6	300	70	25	30-60
Dosvit (% at 6 ms)	0.5-5	<2	<0.3	-	<0.005	<0.005	<0.005	0.005
Vlnová dĺžka, cm	2.9	1.86	3.05	2.03	1.1	3.5	2.7	1.38
Fotónový výťažok, keV ⁻¹	41	66	23	10	2-3	8	10	8-10

Tabuľka 5.2b. Porovnanie typických parametrov detektorov NaI:TI, Csl:TI, LaBr₃:Ce and CeBr₃ [18].

Parameter	NaI:TI	Csl:TI	LaBr ₃ :Ce	CeBr ₃
Hustota [g cm ⁻³]	3,67	4,51	5,3	5,2
Vlnová dĺžka [nm]	410 – 415	550	360 – 38	380 – 370
Dosvit [ns]	230	1000	18 – 20	18 – 26
Svetelný výťažok [keV ⁻¹]	41	66	61	45
FWHM (662 keV) [%]	7	10	3	4
FWHM (1332 keV) [%]	5	6	2	3

5.3 Meranie dávky. Dozimetre

Detektory na meranie dávok nazývame **dozimetre**. Slúžia predovšetkým na určenie dávky (dávkového ekvivalentu) pracovníkov so zdrojmi ionizujúceho žiarenia. Podľa časového priebehu merania rozlišujeme dozimetre kontinuálne alebo kumulatívne: Kontinuálne dozimetre poskytujú okamžitú informáciu o dávkovom príkone v mieste merania. Elektronika môže zabezpečiť dodatočné spracovanie nameraných hodnôt na iné veličiny, napríklad aj integrálnu hodnotu dávky za zadaný čas. Kumulatívne dozimetre registrujú integrálnu dávku počas expozície na základe fyzikálnochemických zmien, ku ktorým v nich dochádza v dôsledku ožiarovania. Vyhodnotenie dávky môže byť vykonané dodatočne po ukončení stanovenej doby expozície. Integrálne dozimetre sa používajú hlavne v osobnej dozimetrii. Patria sem filmové, termoluminiscenčné (TLD) alebo fotoluminiscenčné dozimetre (OSL). Osobné dozimetre sa nosia na referenčnom mieste tela, alebo sú umiestnené na sledovanom objekte.

Absorbovaná dávka sa vo všeobecnosti stanovuje pre daný bod ožarovaného materiálu, pričom závisí od vlastností materiálu, teda ako sa v materiáli prenáša a pohlcuje energia (dE/dx) od prechádzajúceho žiarenia prinášajúceho radiačnú energiu (fluencia energie, čo pre monoenergetické žiarenie $\Psi = \Phi \cdot E$, Φ - fluencia fotónov, m^{-2}). Pre dávku platí:

$$D_{mat} = \Phi \left(\frac{dE_{mat}}{\rho_{mat} \cdot dx} \right) = \Phi \cdot \frac{S_{mat}}{\rho} = \Phi \cdot s_{mat} \quad (5.9)$$

Ak detektor žiarenia nedeformuje rovnováhu v meranom objeme, môžeme považovať dávku v detektore rovnú dávke v materiáli. Rovnováha v detektore nastáva vtedy, keď elektróny opúšťajúce detektor sú dopĺňané elektrónmi vznikajúcimi v stene detektora (ak je stena hrubšia ako je dolet elektrónov). Potom dávka v materiáli D_{mat} môže byť stanovená meraním dávky v detektore D_{det} , pričom:

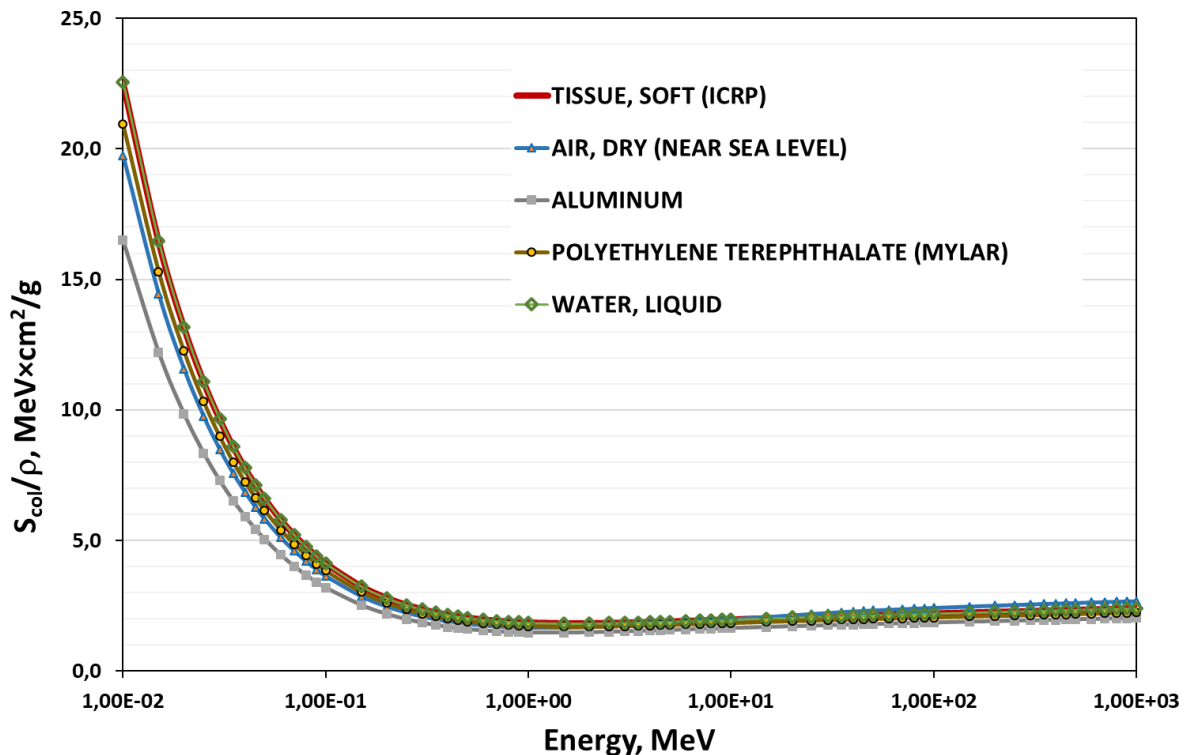
$$D_{mat}/D_{det} = S_{mat}/S_{det} \quad \text{potom} \quad D_{mat} = w \cdot N \cdot S_{mat}/S_{det} = K \cdot N \quad (5.10)$$

V tomto vzťahu w – stredná energia potrebná na vytvorenie jedného iónového páru (ip) v jednotke hmotnosti materiálu detektora (J/ip), $S_{mat, det}$ – hmotnostná brzdná schopnosť v meranom materiáli, resp. detektore ($J \cdot m^2/kg$), N – počet iónových párov vznikajúcich v detektore na jednotky hmotnosti (ip/kg). Napríklad pomer hmotnostnej brzdnéj schopnosti vody a vzduchu ($MeV \cdot cm^2/g$) pre energiu elektrónov 1 MeV je $1,85/1,66 = 1,11$. Závislosť hmotnostnej brzdnéj schopnosti často používaných materiálov od energie elektrónov je znázornená na Obrázku 5.8. Z obrázku je zrejmé, že voda a mäkké tkanivo sa v tomto parametri takmer nelíšia (1,85 a 1,84) a vzduch a mylar majú tieto parametre veľmi blízke (1,66 a 1,71). Hliník, ktorý sa niekedy používa na konštrukciu detektorov má hmotnostnú brzdnú schopnosť 1,47. Všetky uvedené hodnoty sú v jednotkách ($MeV \cdot cm^2/g$) pre energiu 1 MeV. V radiačnej ochrane nás zaujíma predovšetkým dávka v biologickom tkanive, preto sa široko používajú **tkanivovo ekvivalentné** detektory.

Vzťah 5.10 tvorí základ pre stanovenie dávky pomocou merania počtu iónových párov vznikajúcich v detektore, resp. pre stanovenie dávkového príkonu meraním početnosti. Konštanta úmernosti v tomto vzťahu K sa nazýva kalibračná konštanta.

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. Neodporúča 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.



Obr. 5.8. Hmotnostná brzdná schopnosť často používaných materiálov v závislosti od energie elektrónov. Zdroj ESTAR NIST [19].

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 (μ_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 v relatívne vysokých dávkach, 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 podrobujú 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 brzdnéj schopnosti 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 ($Al_2O_3:C$) 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. Prehľad parametrov základných metód osobnej dozimetrie je uvedený v Tabuľke 5.3.

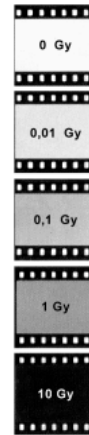
Sľubným dozimetrickým materiálom, ktorý napodobuje mnohé biologické tkanivá a ktorý sa dá použiť v dost' malej forme pre dozimetriu *in vivo* v rádioterapii (v rozsahu dávok nad 1 Gy) je aminokyselina **alanín**. Pri ožiarení alanínových peliet sa vytvárajú voľné radikály, ktorých koncentrácia sa dá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

Tabuľka 5.3. Prehľad parametrov základných metód osobnej dozimetrie

Metóda PD	Detekčný limit	Výhody	Nevýhody
Filmová dozimetria	0,1 mSv	permanentný záznam možnosť určenia smeru ožiarenia	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 ožiarenia vyhodnotenie je náročné, ale rýchle a automatické
OSL	0,05 mSv	necitlivý na vonkajšie podmienky možnosť určenia smeru ožiarenia 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 ožiarenia komplikovaná kalibrácia potreba dátovej nastavby pre evidenciu

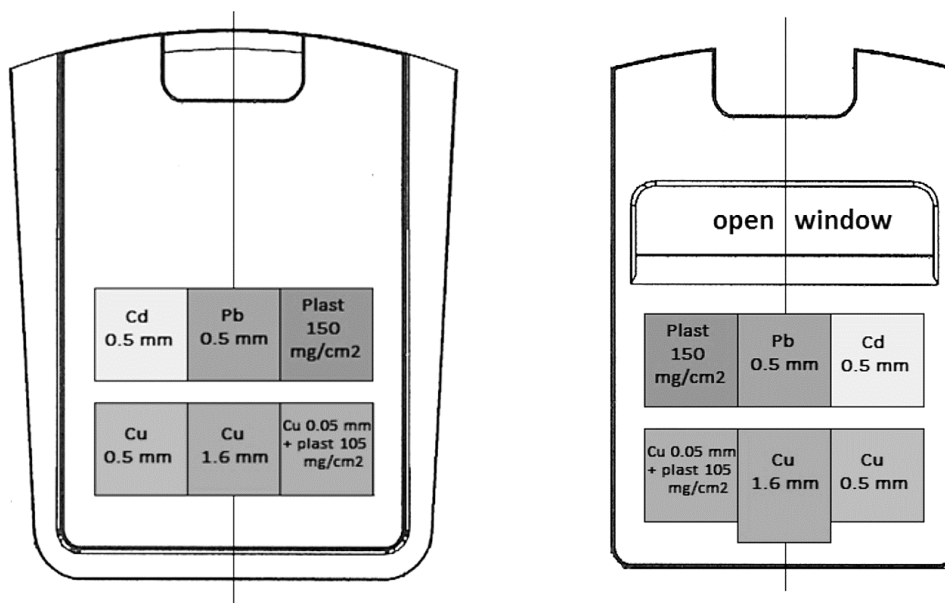
Filmové dozimetre

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 sčernenie citlivej fotografickej vrstvy (vytvorenej suspenziou zrn halogenidov striebra AgBr v želatíne). Latentný obraz, ktorý sa vytvoril ožiarením filmu ionizujúcim žiarením, možno zviditeľniť chemickou cestou (vyvolaním filmu). Stupeň sčernenia citlivej vrstvy je úmerný dávke žiarenia, ktoré na ňu dopadne a vyhodnocuje sa densitometrom. Ak vylúčime nežiaduce sprievodné javy (starnutie filmu, jeho citlivosť na teplotu, vlhkosť, agresívne chemické látky a pod.), možno stupňu sčernenia 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 1,6 mm Cu, 0,5 mm Pb a pole pokryté 150 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 sčernenia 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 ± 25 %.

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.



Obr. 5.9. Zadná a predná časť kazety filmového osobného celotelového dozimetra s kovovými filtermi

Termoluminiscenčné a fotoluminiscenčné 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 ožiarenia pokožky;
- lineárna závislosť merania dávky.

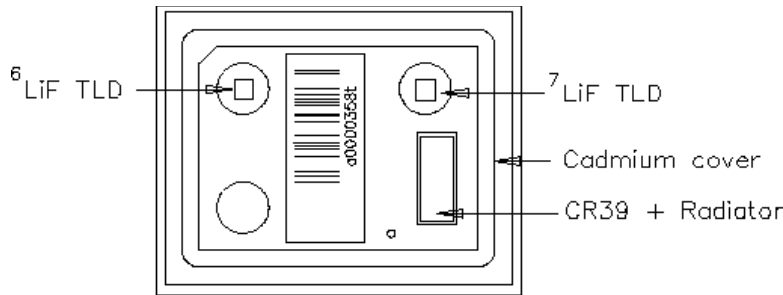
Základom dozimetrov TLD aj FLD je kryštál (LiF, CaF₂, CaSO₄, fosfátové sklá s prímiesou striebra, zafír Al₂O₃:C a i.), ktorého atómy sa účinkom žiarenia excitujú. Táto excitačná energia sa prejaví prechodom orbitálnych elektrónov z ich základného stavu. Vplyvom prímies, nečistôt a porúch v kryštálovej mriežke vznikajú v atómoch kryštálu záchytné 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 pasci 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 nabitú časticu. 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.

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 plastikovom 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.

Tabuľka 5.3. Charakteristiky TLD materiálov.

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 %/2tyzdne
CaF ₂ (prir.)	16,3	260	380	23	veľmi malý
CaF ₂ :Dy	16,3	215	480-570	15	8 %/2mesiace



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.

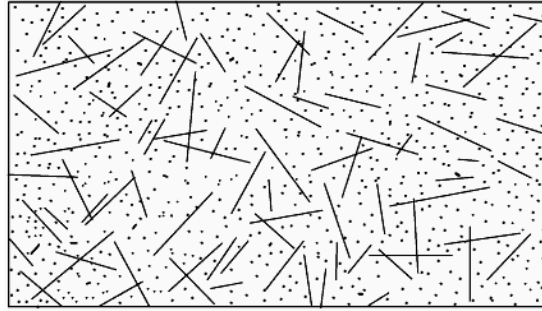
Detektory OSL sa na Slovensku začali používať v osobnej dozimetrii popri TLD dozimetroch, filmových dozimetroch a elektronických osobných dozimetroch (EPD).

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 časticach 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 alkalickej kovov (NaOH, KOH). Vyleptané detektory sa potom vyhodnocujú mikroskopom, alebo sa fotografujú, prípadne sa zobrazia na obrazovke.

Stopové detektory sú citlivé najmä na nabitú časticu, 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 štiepnych 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).



Obr. 5.11. Grafické znázornenie stôp v detekčnom materiáli stopového detektora

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 dozimetoch 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).

Aktivačné detektory

Jadrové reakcie s neutrónmi v mnohých prípadoch vedú k vzniku umelých rádionuklidov. Žiarenie emitované týmito rádionuklidmi umožňuje stanoviť ich aktivitu, a tým aj hustotu neutrónového toku φ ($\text{m}^{-2}\text{s}^{-1}$), 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 (m^{-2}) a hustote jadier n (m^{-3}) v objeme detektora. Po ožarovaní detektora dostatočne dlhý čas ($t \gg T_{1/2}$) indukovaná aktivita dosiahne nasýtený stav. Môžeme ju vyjadriť vzťahom

$$A_{inas} = \varphi \cdot \sigma_a \cdot n \quad (5.11)$$

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

$$A_i(t) = A_{inas} \left(1 - e^{-\frac{t}{T_{1/2}}}\right) = \frac{p \cdot \varphi \cdot \sigma_a \cdot N_A m_i}{M} \cdot \left(1 - e^{-\frac{t}{T_{1/2}}}\right) \quad (5.12a)$$

kde p - je hmotnostný obsah rádionuklidu (%),
 N_A - Avogadrova konštanta, počet atómov v jednom móle látky, (mol^{-1})
 m_i - hmotnosť ožarovaného rádionuklidu, (g)
 M - mólová hmotnosť rádionuklidu, číselne rovná atómovému číslu ($\text{g} \cdot \text{mol}^{-1}$)

Po skončení ožarovania bude aktivita detektora exponenciálne klesať:

$$A_i(t) = A_{inas} \cdot e^{-\frac{t}{T_{1/2}}} \quad (5.12b)$$

Na aktivačné detektory sú kladené tieto požiadavky:

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

Existuje celá škála materiálov vhodných na použitie ako aktivačný detektor. Mnohé z nich možno použiť aj ako havarijné dozimetre. V Tabuľke 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.

Tabuľka 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

Tabuľka 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

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.

Na stanovenie havarijného ožiarenia možno 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 sodíka 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 - žiarič, ktorého aktivitu meriame obyčajnými prístrojmi. Je to presnejšia metóda ako využitie ^{24}Na , ale časovo je náročnejšia.

5.4 Meranie aktivity

Meranie aktivity je nevyhnutnou a zároveň rutinnou súčasťou radiačnej ochrany a radiačnej bezpečnosti. Stanovenie aktivity je nevyhnutné z hľadiska radiačnej ochrany pracovníkov, obyvateľstva, ale je dôležité aj počas prevádzky jadrovej elektrárne, sledovania radiačnej situácie v rôznych častiach elektrárne, pri nakladaní s RAO, uvoľňovaní materiálov do životného prostredia atď. Cieľom merania aktivity je stanovenie množstva rádionuklidov nachádzajúcich sa v meranej vzorke/objekte.

Základné metódy merania aktivity môžeme rozdeliť na metódy neselektívne a selektívne, pričom neselektívne sú obvykle nespektrometrické a selektivita pre nespektrometrické metódy sa zabezpečuje napr. rádiochemickou separáciou. Neselektívne metódy sa tiež nazývajú metódy merania celkovej aktivity, alebo podľa druhu meraného žiarenia (total gama, total alfa/beta, tiež gross alfa/beta) a typickým predstaviteľom je meranie beta žiarenia GM detektorom. Spektrometrické metódy sú vo svojej podstate selektívne a sú založené na meraní gama alebo alfa žiarenia. V niektorých prípadoch nie je možné dostatočne separovať niektoré rádionuklidy, preto sa môžeme stretnúť s pojmom kombinovaná aktivita a typickým je meranie aktivity Pu-239 + Pu-240 alebo Cm-243 + Cm-244, ktoré nie je možné konvenčnými metódami separovať, rozlíšiť pomocou doby polpremeny alebo pomocou energie pri spektrometrii alfa žiarenia.

Z definície aktivity ako fyzikálnej veličiny vyplýva jej vzťah k rádionuklidu, preto pri interpretácii hodnoty aktivity je potrebné príslušne charakterizovať meraný rádionuklid, prípadne rádionuklidový vektor (napr. prírodné rádionuklidy, kontaminácia Sr-90 a pod.).

Vo všeobecnosti môžeme uviesť modelovú funkciu pre výpočet napríklad plošnej aktivity z merania početnosti impulzov nespektrometrickým meradlom takto:

$$a = K \cdot G \cdot (n_T - n_B) \quad (5.13)$$

Kde:

a – meraná veličina, teda plošná aktivita v $\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}$

K – kalibračný faktor ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}/\text{s}^{-1}=\text{Bq}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{s}$)

G – korekčný faktor (zahrňujúci korekcie na nelinearitu, nestabilitu zdroja, teplotu, vlhkosť, geometriu merania, absorpciu vo vzduchu, nehomogenitu rozloženia plošnej aktivity, samoabsorpciu žiarenia a pod.)

n_T – indikovaná hodnota početnosti, s^{-1}

n_B – hodnota početnosti pozadia, s^{-1}

Bežné moderné meradlá plošnej aktivity majú zabudovaný procesor s pamäťou na kalibračné faktory pre rôzne rádionuklidy, ktoré treba pred meraním vybrať, aby zobrazovaná hodnota merania bola správna. Ak sa dodrží štandardná geometria a podmienky merania nemusíme korekčný faktor uvažovať ($G = 1$).

Parametre meracích systémov ionizujúceho žiarenia

Citlivosť

Najvšeobecnejším parametrom detektora resp. meradla je citlivosť (sensitivity). Citlivosť možno vo všeobecnosti definovať ako vzťah medzi meraným údajom na detektore a parametrom ionizujúceho žiarenia. Citlivosť pre daný detektor alebo meradlo vyjadruje schopnosť merať vybraný parameter žiarenia. Jednotka citlivosti je preto vždy závislá od samotnej definície citlivosti. Ako príklad citlivosti možno uviesť napr. podiel medzi vstupnou početnosťou (count rate, s^{-1}) a aktivitou zdroja (Bq).

Energetické rozlíšenie

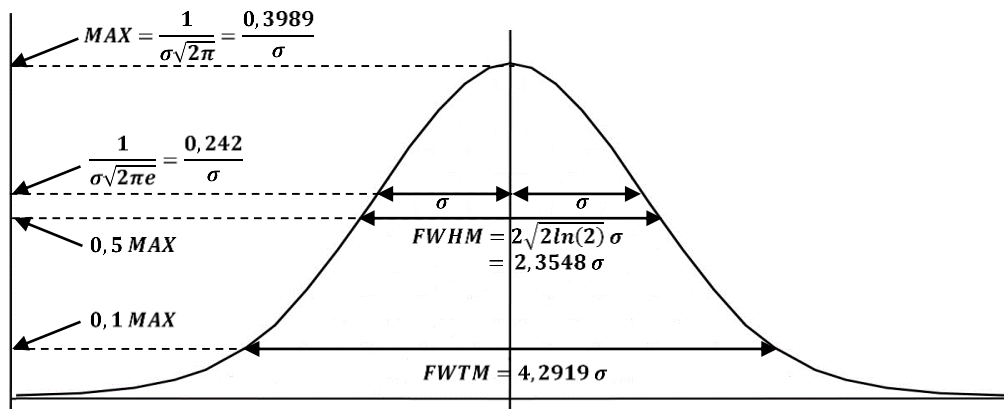
Energetické rozlíšenie vyjadruje schopnosť detektora rozlíšiť blízke energetické čiary v spektre. Nech do detektora dopadá monoenergetické žiarenie, napr. monoenergetické fotóny. Hoci do detektora dopadajú fotóny s rovnakými energiami, proces interakcie ionizujúceho žiarenia s aktívnym objemom detektora, proces transformácie energie žiarenia na napäťový impulz, ale aj proces spracovania signálu, majú štatistický charakter. Potom amplitúdy pulzov zodpovedajúce monoenergetickým

fotónom budú podliehať Gaussovmu rozdeleniu. To sa prejaví ako rozšírenie energetickej čiary v spektre. Toto rozšírenie znemožňuje oddeliť od seba dve energetické čiary s blízkymi energiami. Čím je rozlíšenie väčšie, tým ťažšie je možné oddeliť dve energetické čiary s blízkymi energiami, resp. tým vzdialenejšie energetické čiary je možné od seba oddeliť. Energetické rozlíšenie je zásadným parametrom najmä v spektrometrických meraniach.

V praxi sa ustálilo vyjadrovať rozšírenie energetickej čiary v spektre cez šírku píku meranú v polovici výšky píku, tzv. FWHM alebo tiež ΔE (Full Width at Half Maximum). Ojedinele sa možno stretnúť aj s pojmom FWTM (Full Width at Tenth Maximum). Treba poznamenať, že vzťah medzi energetickým rozlíšením FWHM a štandardnou odchýlkou σ je $FWHM = 2\sigma\sqrt{2\ln(2)}$, vzťah medzi FWTM a σ je $FWTM = 4,2919\sigma$. Energetické rozlíšenie sa vyjadruje v jednotkách energie pre danú energiu, napr. 40 keV pre energiu 662 keV pre detektor NaI:TI. Niekedy je energetické rozlíšenie vzťahnuté na energiu centroidu píku, kedy sa jedná o rozlišovaciu schopnosť R vyjadrenú v %.

$$R = 100 \times \frac{FWHM}{E} \quad (5.14)$$

Napr. pre detektor NaI:TI $R = 100 \times \frac{40 \text{ keV}}{662 \text{ keV}} = 6\%$. V angličtine nie je rozdiel medzi energetickým rozlíšením a rozlišovaciu schopnosťou, používa sa len pojem *resolution* a preto je vždy nevyhnutné sledovať, či je rozlíšenie vyjadrené v keV alebo v %.



Obr. 5.12. Význam energetického rozlíšenia.

Účinnosť

Účinnosť možno zdefinovať ako podiel zaregistrovaných udalostí a počtu všetkých sledovaných udalostí. Konkrétne sa môže jednať napr. o počet zaregistrovaných fotónov k počtu fotónov dopadnutých na detektor; k počtu fotónov emitovaných zo zdroja a pod. Význam účinnosti preto možno chápať ako pravdepodobnosť registrácie jednotlivkej častice. Účinnosť je bezrozmerná veličina, poprípade je vyjadrená v percentách. Najčastejšie sa stretávame s nasledovnými účinnosťami:

Absolútna účinnosť

$$\varepsilon_{ABS} = \frac{\text{počet zaregistrovaných častíc}}{\text{počet častíc emitovaných zo zdroja}} \quad (5.15)$$

Intrinsitná (vnútorná) účinnosť

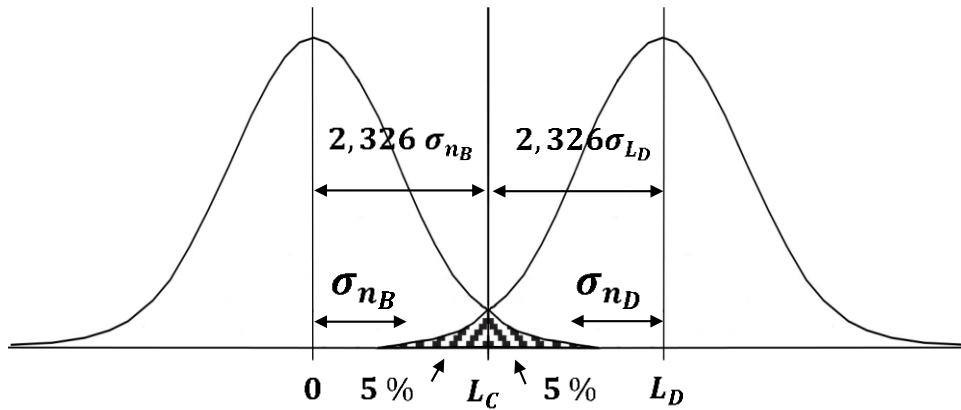
$$\varepsilon_{INT} = \frac{\text{počet zaregistrovaných častíc}}{\text{počet častíc dopadnutých na detektor}} \quad (5.16)$$

Relatívna účinnosť

$$\varepsilon_{REL} = \frac{\text{účinnosť jedného detektora}}{\text{účinnosť iného detektora}} \quad (5.17)$$

O relatívnej účinnosti hovoríme najmä v súvislosti s koaxiálnymi HPGe detektormi. Relatívna účinnosť HPGe detektora je daná ako pomer absolútnej účinnosti daného HPGe detektora a účinnosti ${}^3\text{NaI:TI}$ detektora pre energiu 1,33 MeV od bodového zdroja ${}^{60}\text{Co}$ meraný na osi detektora vo vzdialenosti 25 cm od konca (endcapu) detektora.

Minimálna detekovateľná aktivita MDA



Obr. 5.13. Grafické znázornenie detekčných limitov.

Pod pojmom detekčný limit sa rozumie najmenšia hodnota nameraného počtu impulzov, zodpovedajúca minimálnej detekovateľnej aktivite, ktorú možno spoľahlivo merať. Koncepcia detekčných limitov, z ktorej sa vychádza, bola navrhnutá Curieom v roku 1968 [20]. V súčasnosti je platná norma STN ISO 11929 založená na podobnom matematickom základe [21]. Pre názornosť, nižšie uvádzame výpočet podľa Curieho.

Curie navrhol tri úrovne:

- kritická úroveň L_C – minimálna významná aktivita MSA
- detekčný limit L_D – minimálna detekovateľná aktivita MDA
- limit stanoviteľnosti L_Q – minimálna merateľná aktivita MMA

Najčastejšie sa aktivita počíta z počtu zaregistrovaných pulzov. Uvažujme teoretický prípad. Nech n_T je početnosť pulzov zaznamenaná z merania vzorky a n_B je početnosť pulzov z merania pozadia. Početnosť pulzov od samotnej vzorky je $n_S = n_T - n_B$. Potom v prípade merania vzorky nulovej aktivity bude platiť, že $n_S = 0$, v prípade merania vzorky nenulovej aktivity bude platiť $n_S > 0$. Nech je teraz vykonané reálne meranie vzorky nulovej aktivity. V dôsledku štatistických fluktuácií môžu byť namerané hodnoty $n_S = n_T - n_B$ také, že $n_S \neq 0$, respektíve že $n_S > 0$. Potom má význam zdefinovať kritickú úroveň $L_C > 0$ a porovnávať s ňou meranú hodnotu N_S . Vzorka bude považovaná za aktívnu, len ak $n_S > L_C$. Zdefinovaním hodnoty L_C sa zníži pravdepodobnosť nepravdivého konštatovania, že vzorka je aktívna, hoci má v skutočnosti nulovú aktivitu. Predpokladajme, že merané hodnoty N_T a N_B sú dostatočne veľké (>30) a teda podliehajú Gaussovmu rozdeleniu. Potom možno vypočítať pravdepodobnosť, s ktorou pri porovnaní hodnoty L_C s hodnotou n_S urobíme chybný záver, že vzorka je aktívna. Nech σ_{n_B} a σ_{n_T} sú neistoty meraných hodnôt n_T a n_B . Pre neistotu početnosti vzorky platí:

$$\sigma_{n_S}^2 = \sigma_{n_T}^2 + \sigma_{n_B}^2 \tag{5.18}$$

Keďže je aktivita meranej vzorky nulová, stredné hodnoty n_T a n_B a ich neistoty σ_{n_B} a σ_{n_T} musia byť rovnaké. Potom pre neistotu σ_{n_S} platí:

$$\sigma_{n_S} = \sqrt{2\sigma_{n_B}^2} = \sqrt{2}\sigma_{n_B} \tag{5.19}$$

Hodnotu kritickej úrovne L_C treba stanoviť tak, aby pri meraní vzorky nulovej aktivity bola pravdepodobnosť že $n_S > L_C$ rovná nami požadovanej hodnote. V praxi sa najčastejšie používa hodnota 5 %. To znamená, že musíme zdefinovať taký násobok neistoty σ_{n_S} , ktorý zabezpečí, že pri meraní vzorky nulovej aktivity je 95 % pravdepodobnosť, že meraná hodnota n_S bude menšia ako L_C . V našom prípade hľadáme taký násobok sigma (krycí faktor), pre ktorý je jednostranná pravdepodobnosť (konfidenčná úroveň) 95 %, t. j. $1,645 \sigma$. Potom pre kritickú úroveň L_C platí:

$$L_C = 1,645 \sigma_{n_S} = 1,645 \sqrt{2} \sigma_{n_B} = 2,326 \sigma_{n_B} \tag{5.20}$$

Prekročenie kritickej úrovne L_C pri meraní v praxi znamená, že meraná hodnota už môže zahŕňať udalosti pochádzajúce z meranej vzorky.

Tabuľka 5.6. Hodnoty krycích faktorov a pravdepodobností pre Gaussov rozdeľenie.

Krycí faktor	Obojstranná pravdepodobnosť	Jednostranná pravdepodobnosť
1,0	68,3 %	84,15 %
1,645	90,0 %	95 %
1,96	95,0 %	97,5 %
2,0	95,5 %	97,75 %

Teraz predpokladajme prípad, že aktivita vzorky nie je nulová. Potom v ideálnom prípade n_S musí byť konkrétna kladná hodnota. V reálnom prípade však hodnota n_S bude opäť podliehať Gaussovmu rozdeľeniu s neistotou σ_{n_S} . Potom má význam zadefinovať detekčný limit L_D a porovnávať s ním strednú hodnotu meranej početnosti n_S . Hodnotu L_D treba stanoviť tak, aby pravdepodobnosť, že meraná početnosť n_S bude nižšia ako L_C dosahovala nami požadovanú hodnotu (pozri Obr. 5.13). V praxi sa opäť často definuje 5 %, t. j. opäť teda treba stanoviť krycí faktor pre konfidenčnú úroveň 95 %, čo je 1,645. Nech L_D je minimálna stredná hodnota n_S , pre ktorú je táto podmienka splnená. Potom:

$$L_D = L_C + 1,645 \sigma_{n_D} \quad (5.21a)$$

Keďže L_D je n_B sú porovnateľne veľké, potom približne platí $\sigma_{n_D} \cong \sqrt{2} \sigma_{n_B}$. Potom:

$$L_D = L_C + 1,645 \sqrt{2} \sigma_{n_B} \quad (5.21b)$$

Potom po dosadení:

$$L_D = 2,326 \sigma_{n_B} + 2,326 \sigma_{n_B} \quad (5.22a)$$

$$L_D = 4,653 \sigma_{n_B} \quad (5.22b)$$

Vzťah (5.20) sa dá považovať za prvú aproximáciu detekčného limitu L_D za predpokladu $\sigma_{n_D} \cong \sqrt{2} \sigma_{n_B}$. Pre σ_{n_D} je správnejšie použiť výraz $\sigma_{n_D} = \sqrt{2n_B + L_D}$. Potom sa dá odvodiť tzv. Curieho vzťah pre L_D :

$$L_D = 4,653 \sigma_{n_B} + 2,706 \quad (5.22c)$$

Detekčný limit L_D možno interpretovať ako odozvu na najnižšiu možnú hodnotu aktivity, merateľnú nad úrovňou pozadia pri stanovenej miere spoľahlivosti. Keďže L_D vyjadruje počet impulzov, minimálnu detekovateľnú aktivitu MDA treba prepočítať cez detekčnú účinnosť ε , čas merania t a pravdepodobnosť emisie fotónu pre danú energetickú čiaru y .

$$MDA = \frac{L_D}{t \cdot y \cdot \varepsilon} \quad (5.23)$$

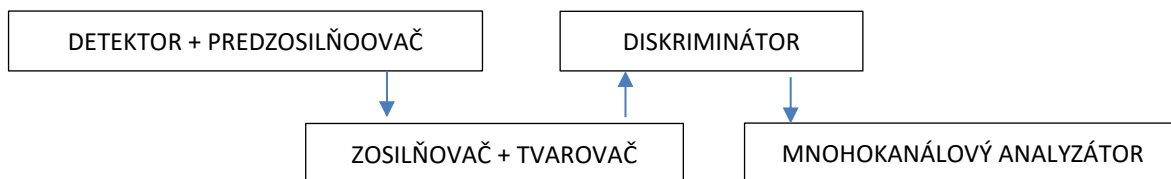
Gamaspektrometrické meranie aktivity

Gamaspektrometria je založená na detekcii vysokoenergetických fotónov. Mnohé rádioaktívne jadrá emitujú fotóny gama. Keďže tieto fotóny sú z konkrétnych rádioaktívnych jadier emitované s konkrétnymi energiami a konkrétnymi pravdepodobnosťami, je relatívne jednoduché vykonať kvalitatívnu a kvantitatívnu analýzu. Základným cieľom gamaspektrometrie je teda na základe detekcie vysokoenergetických fotónov určiť, aké rádionuklidy a v akom množstve sú obsiahnuté v meranej vzorke. Samozrejme, to isté platí aj pre charakteristické žiarenie

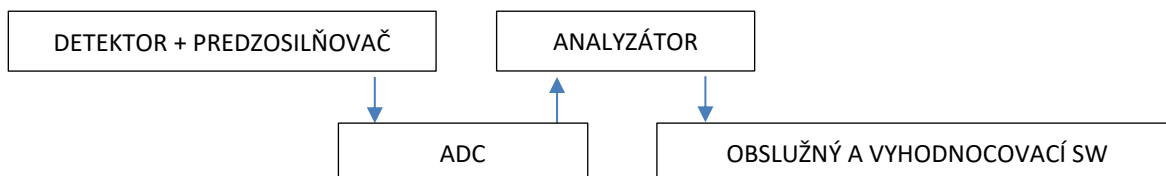
Gamaspektrometria je jednou z najrozšírenejších metód stanovovania aktivity. Jej najväčšou výhodou je jednoduchosť. Prítomnosť mnohých významných rádionuklidov v jadrovej elektrárni je možné potvrdiť gamaspektrometricky, detektory a detekčné systémy sú dostupné a relatívne lacné, merané vzorky spravidla nie je nutné špeciálne pripravovať.

Gamaspektrometrická trasa.

Typická bloková schéma spektrometrickej trasy je znázornená na Obrázkoch 5. 14 a 5.15.



Obr. 5.14. Bloková schéma analógovej spektrometrickej trasy.



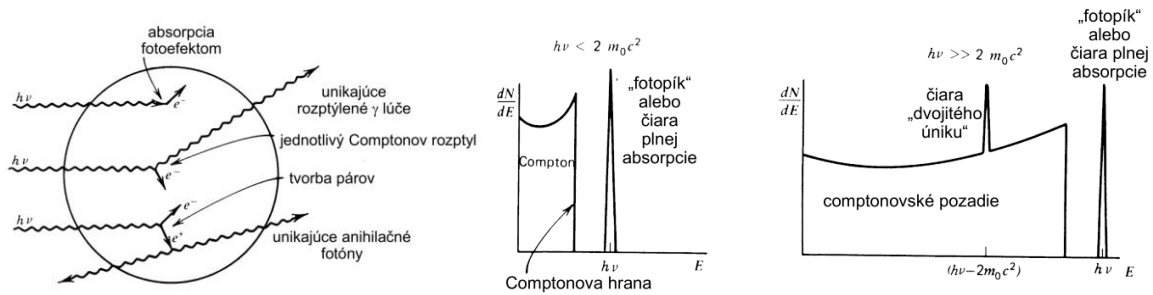
Obr. 5.15. Bloková schéma digitálnej spektrometrickej trasy.

V minulosti sa využívali plne analógové spektrometrické trasy, ktoré sú stále veľmi rozšírené. Takáto trasa je zložená z detektora a predzosilňovača a elektroniky založenej na NIM moduloch. Signál z detektora je zosilnený v predzosilňovači a káblom pokračuje do zosilňovača nasledovaného diskriminátorom a mnohokanálovým analyzátorom. Nové spektrometrické trasy štandardne pozostávajú z detektora s predzosilňovačom a analyzátora zabezpečujúceho ostatné spracovanie navzorkovaného signálu. Obsluha analyzátora a samotná práca s nameranými spektrami sa vykonáva prostredníctvom príslušného SW.

Najčastejšie používanými detektormi v gama spektrometrii sú kryštalické scintilačné detektory a detektory z vysoko čistého germánia HPGe. Predchodcom HPGe detektorov boli v minulosti lítium dopované germániové detektory Ge:Li, ktoré vyžadovali nepretržité chladenie a v súčasnosti sa v podstate nepoužívajú. V gamaspektrometrii sa možno relatívne často stretnúť aj s detektormi s plastovými scintilátormi, avšak kvôli ich obmedzeným spektrometrickým vlastnostiam si vyžadujú špecifický prístup k analýze a nebudeme sa nimi podrobnejšie zaoberať.

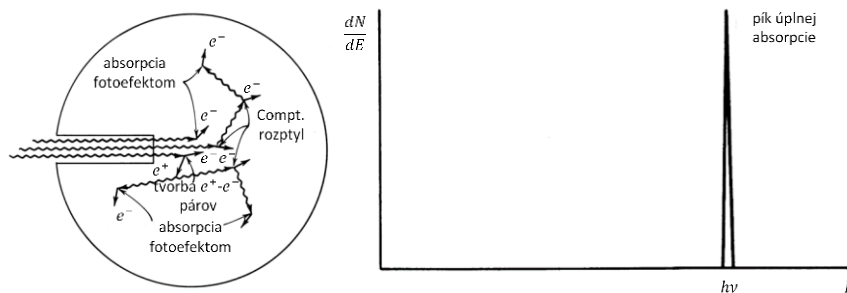
Popis gama spektier

Tvar gama spektra vždy zodpovedá konkrétnemu rádionuklidu a možno v ňom identifikovať niekoľko významných častí. Pre názornosť uvažujme rádionuklid emitujúci len fotóny jednej energie. Uvažujme nekonečne malý detektor. Gama fotón dopadajúci do detektora môže s nenulovou pravdepodobnosťou interagovať s aktívnym objemom detektora prostredníctvom jednej z troch možných interakcií: fotoefekt, Comptonov rozptyl a tvorba elektrón-pozitrónových párov. Počas interakcie sa aktívnemu objemu detektora odovzdá energia zodpovedajúca danej interakcii a na výstupe z detektora možno detegovať napäťový impulz. Pri fotoefekte sa aktívnemu objemu odovzdá celá energia a primárny fotón zaniká. Pri Comptonovom rozptyle alebo anihilácií ($E_\gamma > 2m_0c^2$) vzniká sekundárne žiarenie, ktoré postupuje ďalej z miesta interakcie. Pretože je detektor nekonečne malý, môže v aktívnom objeme detektora nastať maximálne jedna interakcia, a teda sekundárne žiarenie vždy uniká z aktívneho objemu detektora. Podľa typu interakcie sa odovzdá v aktívnom objeme detektora celá energia dopadajúceho fotónu (fotoefekt – vzniká fotopík), energia primárneho fotónu ponížená o energiu sekundárneho fotónu (Comptonov rozptyl – vzniká Comptonovské pozadie) alebo energia primárneho fotónu ponížená o energiu sekundárnych fotónov (tvorba e^-p^+ párov – vzniká čiara dvojitého úniku).



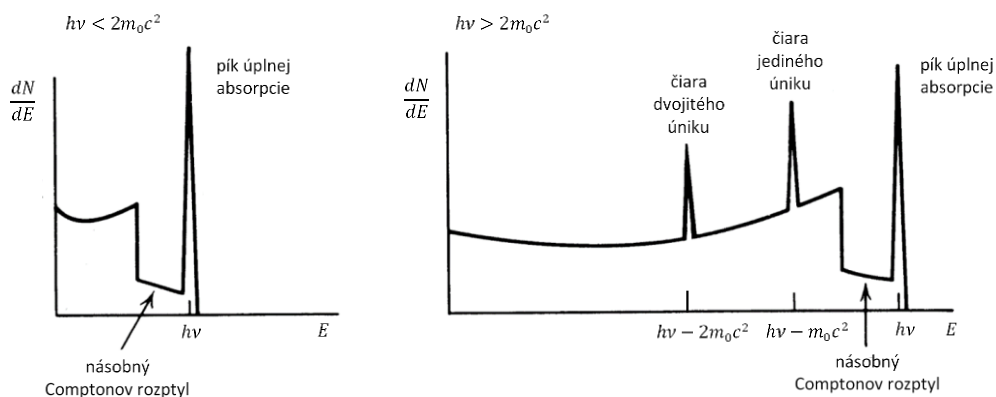
Obr. 5.16. Náčrt interakcií v nekonečne malom detektore a ich prejav v spektre [5].

Iným prípadom je nekonečne veľký detektor. Bez ohľadu na produkované sekundárne žiarenie, keďže je detektor nekonečne veľký, všetko primárne a sekundárne žiarenie odovzdá svoju energiu v aktívnom objeme detektora. To sa v spektre prejaví vznikom len jednej diskretnej čiary – píku úplnej absorpcie.



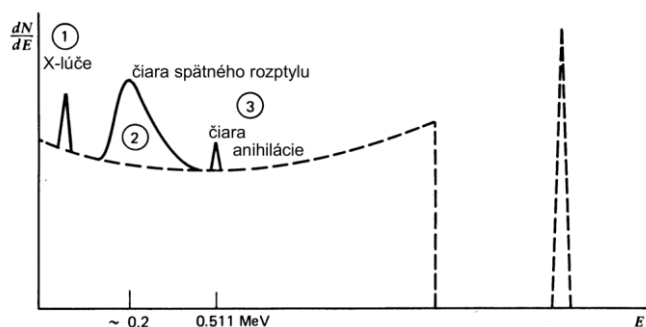
Obr. 5.17. Náčrt interakcií v nekonečne veľkom detektore a ich prejav v spektre [5].

Reálne detektory majú konečné rozmery, preto sa v nich bude okrem predchádzajúcich efektov prejavovať efekt úniku časti sekundárne vznikajúceho žiarenia s aktívneho objemu detektora. To sa v spektre prejaví ako vznik pozadia od násobného Comptonovského rozptylu a rozmazaním ostrej Comptonovskej hrany. Takisto sa možno stretnúť s prítomnosťou čiary tzv. jediného úniku, kedy jeden anihilačný fotón unikne z detektora a energia druhého je absorbovaná v aktívnom objeme detektora prostredníctvom ďalších sekundárnych interakcií. Treba poznamenať, že v prípade detektora reálnych a nekonečných rozmerov sa nepoužíva pojem fotopík, ale pík úplnej absorpcie.



Obr. 5.18. Spektrum z detektora reálnych rozmerov [5].

V spektre z reálneho detektora sa tiež môžu objaviť rôzne deformácie spôsobené „nežiaducimi“ efektami ako únik sekundárnych elektrónov, vznik brzdného žiarenia, vznik charakteristického žiarenia. Takisto môže vznikať sekundárne žiarenie v materiáloch v blízkosti detektora (napr. v tienení) a toto byť potom detegované.



Obr. 5.19. Spektrum so znázornením efektov od okolitých materiálov [5].

Vyššie sú popísané spektrá pre rádionuklid emitujúci len fotóny s jednou energiou. V praxi sa merajú rôzne rádionuklidy emitujúce rôzny počet fotónov s rôznymi energiami a rôznymi intenzitami. Merané spektrum potom možno rozumieť ako superpozíciu množstva spektier opísaných vyššie. V spektre sa tiež môžu objaviť píky od náhodných alebo prvých sumácií. Korektná analýza si preto okrem iného vyžaduje aj skúsenosti.

Postup merania

Štandardné gamaspektrometrické meranie sa vykonáva tak, že meraná vzorka sa umiestni do vhodnej geometrie okolo detektora. Fotóny emitujúce vzorkou môžu takto interagovať s aktívnym objemom detektora a ako výsledok je zaznamenané spektrum.

Merania možno rozdeliť na **laboratórne merania** a **in-situ merania**. Prvým krokom pred samotným meraním vzorky je výber vhodnej geometrie merania. Pri laboratórnych meraniach sú merané buď vzorky materiálov alebo konečné objemy transportovateľné do laboratória. In-situ merania sa vykonávajú v prípade, keď je nevyhnutné stanoviť aktivitu napr. veľkých predmetov, stavebných objektov, časti zariadení, meraní aktivity pôdy a pod.

V zásade platí, že meraná vzorka by mala byť umiestnená pokiaľ možno v čo najbližšej vzdialenosti od detektora za účelom zvýšenia účinnosti vplyvom priestorového uhla. Vzorky sypkých a kvapalných materiálov sa väčšinou merajú v tzv. Marinelliho nádobách, prípadne iných štandardizovaných obaloch. Pevné vzorky, ako napr. vzduchotechnické filtre, jadrové vrty, rôzne predmety vynášané z kontrolovaného pásma a podobne sa merajú vcelku. Pre Marinelliho nádoby, prípadne iné, pre dané laboratórium štandardné objemy, majú laboratória väčšinou kalibračné etalóny v rovnakej geometrii, čo je výhodné pre kalibráciu účinnosti. Pri výbere vhodnej geometrie merania treba tiež zohľadniť aktivitu vzorky a jej vplyv na mŕtvu dobu a taktiež zabrániť novej kontaminácii detektora a tienenia. Pred meraním je vždy nevyhnutné správne nastaviť zosilňovač, tvarovač signálu, dolnú diskriminačnú úroveň LLD, hornú diskriminačnú úroveň ULD a čas merania. Čas merania volíme s ohľadom na charakter merania tak, aby neistota merania dosahovala požadované hodnoty. Detektor by mal byť pred meraním energeticky skalibrovaný, aj keď to nie je nevyhnutnou podmienkou. Pred pripojením napätia na detektor je nevyhnutné skontrolovať polaritu a veľkosť napätia. Potom možno vykonať samotné meranie a nasledujúcu analýzu.

Kalibrácia energie

Kalibrácia energie a energetického rozlíšenia sú nevyhnutným predpokladom pre kvalitatívnu aj kvantitatívnu analýzu. **Energetická kalibrácia** spočíva v priradení energie k zodpovedajúcemu kanálu v spektre. Energetická kalibrácia sa vykoná meraním kalibračných etalónov tak, aby bol pokrytý požadovaný energetický rozsah. Píkom nachádzajúcim sa v príslušnom kanáli spektra sa na základe kalibračného merania priradí zodpovedajúca energia. Merané body sa zvyknú preložiť fitovacou funkciou, ktorá má najčastejšie tento tvar:

$$E = k_0 + k_1C + k_2C^2 + \dots + k_N C^N = \sum_{n=0}^N k_n C^n \quad (5.24a)$$

kde k_i sú príslušné koeficienty a C je kanál v spektre. Pre fitovanie energie sa často používajú len prvé dva členy uvedenej rovnice. Rovnica má potom tento tvar:

$$E = k_0 + k_1C \quad (5.24b)$$

Kalibrácia energetického rozlíšenia (FWHM) je nevyhnutná najmä z pohľadu hľadania prekrývajúcich sa píkov (duplet, triplet...) a pre správne fungovanie analýz pri vyhodnocovaní spektier. Rôzne softvéry používajú rôzne fitovacie funkcie a podrobnejšie sa nimi nebudeme zaoberať.

Kalibrácia účinnosti

Výpočet aktivity je najčastejšie založený na tzv. metóde PNA (Peak Net Area), keď sa aktivita vzorky stanoví z čistých početností v píkoch úplnej absorpcie.

Najjednoduchší spôsob stanovenia aktivity je založený na dvoch meraniach – meraní kalibračného etalónu a vzorky rovnakej geometrie. V prvom kroku sa zmeria kalibračný etalón, napr. Marinelliho nádoba so známou aktivitou vyšetřovaného rádionuklidu a z početnosti v píku úplnej absorpcie pre danú energetickú čiaru sa spočíta účinnosť detekcie. Potom sa zmeria meraná vzorka a z čistej početnosti v píku úplnej absorpcie a detekčnej účinnosti sa vypočíta aktivita.

Pri metóde PNA počítame **absolútnu účinnosť v píku úplnej absorpcie** (absolute full energy peak efficiency). V gamaspektrometrickom slangu sa možno stretnúť aj s pojmami **účinnosť v píku úplnej absorpcie**, **píková účinnosť**, **detekčná účinnosť** alebo len **účinnosť**. V texte je ďalej uvádzaný len pojem účinnosť, aj keď sa ním myslí absolútna účinnosť v píku úplnej absorpcie.

Účinnosť pre konkrétnu energiu $\varepsilon(E)$ možno zadefinovať ako počet pulzov v píku úplnej absorpcie k počtu fotónov gama emitovaných zo zdroja. Nech N je počet pulzov v píku úplnej absorpcie. Počet premien za jednotku času vyjadruje aktivita kalibračného etalónu S vyjadrená v becquereloch. Potom počet fotónov emitovaných zo zdroja možno získať ako súčin aktivity S a pravdepodobnosti emisie fotónu s príslušnou energiou γ . Potom počet fotónov emitovaných z kalibračného etalónu počas celého času merania je $S \gamma t$, kde t je čas merania v sekundách. Pre detekčnú účinnosť potom platí:

$$\varepsilon = \frac{N}{S \cdot \gamma \cdot t} \quad (5.25)$$

Ak sa počet pulzov nahradí početnosťou n , potom možno vzťah pre výpočet účinnosti vypočítať takto:

$$\varepsilon = \frac{n}{S \cdot \gamma} \quad (5.26)$$

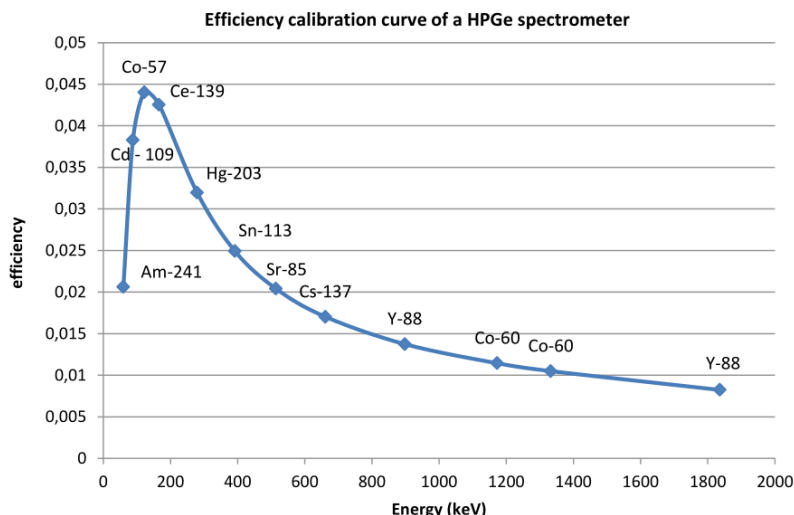
Ako vyplýva z definície, účinnosť je bezrozmerná veličina. V praxi sa môže stať, že nie je k dispozícii kalibračný etalón rovnakej geometrie. V tomto prípade možno použiť napríklad Marinelliho nádobu s iným objemom a použiť príslušné korekčné faktory, použiť softvér na prepočítanie účinnosti pre inú geometriu – tzv. posunovač geometrie a účinnosti, alebo použiť matematickú kalibráciu. Matematická kalibrácia je založená na výpočtoch, keď sa v špeciálnom softvéri vypočíta účinnosť pre danú geometriu merania. Tieto softvéry buď obsahujú informácie o priestorovej odozve daného detektora, prípadne v nich možno namodelovať samotný detektor a vzorku. Takisto možno použiť metódu Monte Carlo. Detekčnú účinnosť je nevyhnutné stanoviť pre požadovaný energetický rozsah. Namerané hodnoty účinnosti sa potom fitujú vhodnou fitovacou funkciou. V praxi sa takmer výlučne používa fitovacia funkcia v tomto tvare:

$$\ln(\varepsilon(E)) = \sum_0^i a_i (\ln(E))^i \quad (5.27)$$

kde a_i sú príslušné koeficienty. Väčšinou sa používa kvadratický tvar funkcie:

$$\ln(\varepsilon(E)) = a_1 + a_2 \ln(E) + a_3 (\ln(E))^2 \quad (5.28)$$

Príklad závislosti detekčnej účinnosti od energie je znázornený na Obrázku 5.20. Fituje sa dvoma fitmi, samostatne pre počiatočnú konkávnú a nasledujúcu konvexnú časť. Tvar krivky možno interpretovať tak, že fotóny nízkych energií sa s vyššou pravdepodobnosťou absorbujú ešte skôr (vzduch, endcap detektora), ako sa dostanú do aktívneho objemu detektora. S rastúcou energiou rastie účinnosť, pretože klesá pravdepodobnosť absorpcie. Pre fotóny vyšších energií však rastie pravdepodobnosť, že nebudú interagovať s aktívnym objemom detektora a takpovediac ho preletia.



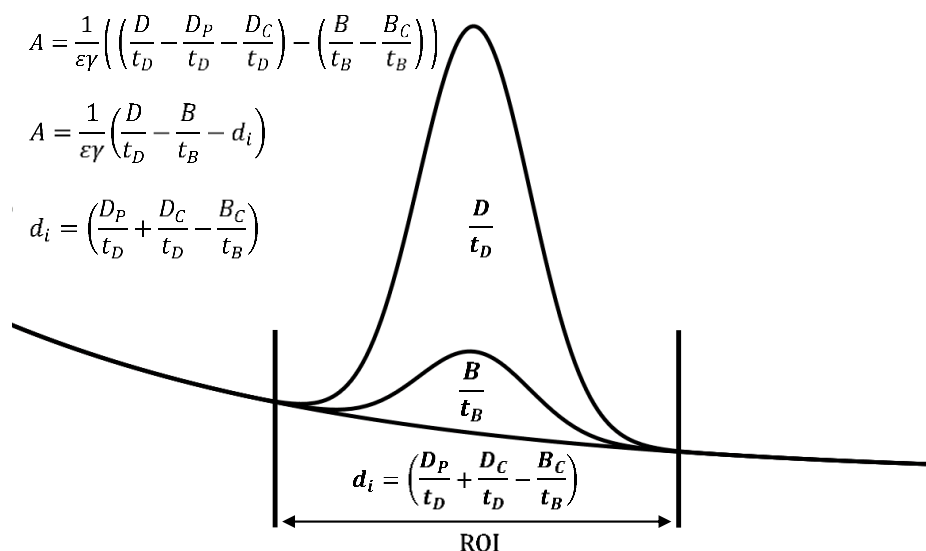
Obr. 5.20. Príklad závislosti detekčnej účinnosti od energie [22].

Výpočet aktivity

Ak je známa účinnosť detekcie pre danú geometriu, potom možno vypočítať aktivitu A úpravou vzťahu na výpočet účinnosti, kde je známa detekčná účinnosť, ale nie je známa aktivita. Vzťah možno matematicky zapísať takto:

$$A = \frac{N}{\epsilon \cdot \gamma \cdot t} = \frac{n}{\epsilon \cdot \gamma} \tag{5.29}$$

Vyššie opísaný postup stanovenia detekčnej účinnosti a výpočtu aktivity je čisto teoretický pre jednočiarové spektrum z merania vzorky a kalibračného etalónu. Píky v reálnom spektre bývajú spravidla superponované na Comptonovskom pozadí od fotónov vyšších energií. Takisto môžu do píku úplnej absorpcie prispievať aj fotóny rovnakého nuklidu, ktorý sa nachádza nielen v meranej vzorke, ale aj v pozadí. Takisto sa môže stať, že dva píky v spektre sa prekrývajú, a teda v jednom píku sú započítané aj impulzy z iného píku. Korekcia početnosti v píku úplnej absorpcie je znázornená na obrázku nižšie. Členy D vyjadrujú príspevky od meranej vzorky, členy B vyjadrujú príspevky od pozadia. Index D vyjadruje meranú vzorku, B pozadie, C Comptonovské contíuum, P príspevok od iných píkov.



Obr. 5.21. Vysvetlenie príspevkov k počtu impulzov v píku úplnej absorpcie pri metóde PNA [23].

Stanovenie uvedených členov sa dnes nevykonáva ručne, ale je záležitosťou gamaspektrometrických softvérov, ktoré čistú plochu pod píkom (PNA) stanovujú automaticky. Podobná korekcia sa samozrejme vykonáva aj pri meraní a stanovovaní detekčnej účinnosti. Pre jej zrejmosť ju neuvádzame.

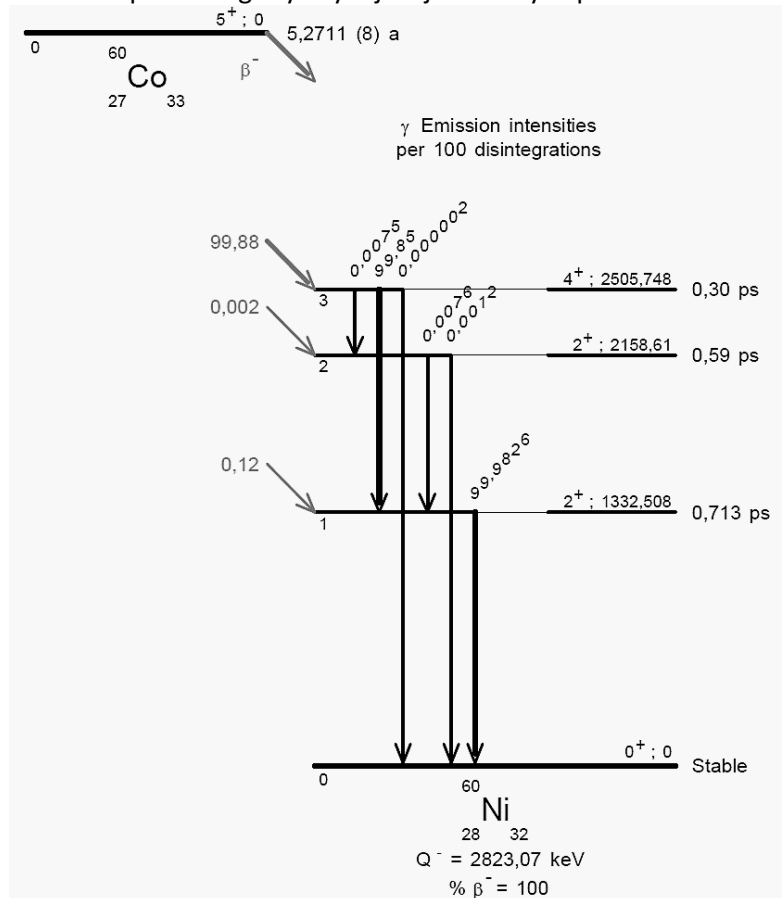
Sumácie

Pod pojmom sumácie rozumieme dve udalosti detegované ako jednu udalosť, t. j. dva fotóny registrované ako jeden. Existujú dve kategórie sumácií:

- **Náhodné sumácie** (pile-up),
- **pravé alebo kaskádne sumácie** (True Coincidence Summing – TCS).

Náhodné sumácie vznikajú, keď do detektora vniknú dva alebo viaceré gama fotóny veľmi krátko po sebe. Elektronika spracovávajúca signál nedokáže tieto dva za sebou nasledujúce pulzy spracovať separátne a sú spracované ako jeden impulz, ktorého amplitúda zodpovedá súčtu odovzdaných energií oboch fotónov. Náhodné sumácie sú úmerné vstupnej početnosti (count rate) a možno ich dobre odfiltrovať prostredníctvom tzv. Pile Up Rejectora (PUR).

Pravé (kaskádne) sumácie vznikajú, keď dva alebo viaceré fotóny emitované z jadra súčasne alebo veľmi krátko po sebe dosiahnu aktívny objem detektora. Oba súčasne interagujú s aktívnym objemom detektora, a teda nie sú zaznamenané ako dve separátne udalosti, ale ako jedna udalosť. Dôsledkom toho je, že dva fotóny nevytvoria v spektre dva separátne píky, ale jeden pík zodpovedajúci súčtu energií týchto fotónov. Preto bude počet pulzov v píkoch zodpovedajúcich energiám jednotlivých fotónov nižší a teda aj aktivita rádionuklidu spočítaná z týchto píkov bude nižšia. Pravé sumácie nie sú závislé od vstupnej početnosti, ale len od geometrie merania. Počet pravých sumácií sa dá znížiť umiestnením meranej vzorky do väčšej vzdialenosti od detektora alebo vykonaním korekcie na pravé sumácie. Korekcie na pravé sumácie bývajú zahrnuté v gamaspektrometrických softvéroch, ako napr. Genie 2000, Gamma Vision a pod. Typickým príkladom pre demonštráciu kaskádnych sumácií je meranie ^{60}Co . V tesnej geometrii sa v spektre okrem energií 1173 a 1332 keV objaví aj sumačný pík 2505 keV. Ako je zrejmé zo schémy premeny na Obrázku 5.22. doby života vzbudených hladín pre tieto fotóny sú na úrovni desiatín ps a emisná intenzita dosahuje skoro 100 %. Všetky fotóny zaregistrované v sumačnom píku 2505 keV potom logicky chýbajú v jednotlivých píkoch 1173 a 1332 keV.



Obr. 5.22. Schéma premeny rádionuklidu ^{60}Co [24]

6 Zoznam literatúry

- [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. 87/2018 Z.z. o radiačnej ochrane a o zmene a doplnení niektorých zákonov
- [4] Vyhláška MZ SR 98/2018 Z.z. ktorou sa ustanovujú podrobnosti o obmedzovaní ožiarenia pracovníkov a obyvateľov z prírodných zdrojov ionizujúceho žiarenia.
- [5] Glenn F. Knoll: Radiation detection and measurement, Wiley, New York, ISBN 0-471-81504-7
- [6] ICRP 103 - Odporúčenia 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 80000-10:2020 Veličiny a jednotky. Časť 10: Atómová a jadrová fyzika (ISO 80000-10:2019). Slovenská verzia vydaná v roku 2017 bola zrušená.
- [8] ICRP, 2018. Ethical foundations of the system of radiological protection. ICRP Publication 138. Ann. ICRP 47(1)
- [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/>
- [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
- [14] James E. Martin: Physics for Radiation Protection: A Handbook; ISBN: 978-3-527-61880-4, 2006 WILEY-VCH Verlag GmbH & Co.KGaA
- [15] Vega-Carrillo, H.R. and Manzanares-Acuña, E., Calculation of Neutron Kerma in Tissues, Proceedings IJM Cancun 2004, dostupné na internete: http://www.iaea.org/inis/collection/NCLCollectionStore/_Public/35/106/35106540.pdf
- [16] Y. Pontillon et al., Behaviour of fission products under severe accident conditions: The VERCORS experimental programme. Nuclear Engineering and Design 240 (7), 1843-1852, 2010.
- [17] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation, Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford and New York (1988).
- [18] Branislav Stríbrnský and Róbert Hinca , "The comparison of energy resolution fitting functions for 1.5" NaI:TI, CsI:TI, LaBr3:Ce, and CeBr3 scintillation detectors", AIP Conference Proceedings 2411, 070005 (2021) <https://doi.org/10.1063/5.0067390>.
- [19] ESTAR NIST, program calculates stopping power, density effect parameters, range, and radiation yield tables for electrons in various materials. Dostupné na internete: <https://physics.nist.gov/PhysRefData/Star/Text/ESTAR.html>
- [20] CURRIE, L., A. Limits for Qualitative Detection and Quantitative Determination: Application in Radiochemistry, Annal. Chem. 40/3, 1968, 586-593.
- [21] STN EN ISO 11929: Stanovenie charakteristických medzí (rozhodovací prah, medza detekcie, medza intervalu pokrytia) na merania ionizujúceho žiarenia.
- [22] EUROSTANDARD CZ, Calibration and reference standards 2011.
- [23] LIPKA, Jozef et al. Jadrová fyzika a technika : Návod na laboratórne cvičenia. 1. vyd. Bratislava, STU v Bratislave, 2003. 187 s. ISBN 80-227-1906-4.
- [24] M.M. Bé, E. Browne, V. Chechev, V. Chisté, R. Dersch, C. Duliou, R.G. Helmer, T.D. MacMahon, A.L. Nichols, E. Schönfeld. Table of Radionuclides, Monographie BIPM-5, ISBN 92-822-2207-7