



Zdravotně  
sociální fakulta  
Faculty of Health  
and Social Sciences

Jihočeská univerzita  
v Českých Budějovicích  
University of South Bohemia  
in České Budějovice

Jihočeská univerzita v Českých Budějovicích  
Zdravotně sociální fakulta  
Ústav radiologie, toxikologie a ochrany obyvatelstva

Bakalářská práce

# Analýza metod měření radioaktivního materiálu při transporthch v jaderné elektrárně

Vypracoval: Jiří Plaňanský  
Vedoucí práce: Mgr. Josef Kaňkovský

České Budějovice 2016

## **ABSTRAKT**

Cílem mé bakalářské práce je analyzovat stávající metody měření příkonu dávkového ekvivalentu gama při transportech radioaktivního materiálu a ověřit možnost využití přenosného scintilačního spektrometru Inspector 1000, který má, na rozdíl od v současnosti používaného přístroje FH40G-10, spektrometrické vlastnosti a vzhledem k jeho konstrukci i rychlejší odezvu.

Na začátku práce je uveden stručný popis jednotlivých druhů transportů radioaktivního materiálu uskutečňovaných v rámci provozu jaderné elektrárny Temelín. Čtenář se zde dočte o dispozičním řešení vjezdu a výjezdu z ETE a o způsobech a podmínkách přeprav aktivního materiálu.

Následuje popis principů detekce ionizujícího záření včetně rozdělení jednotlivých druhů detektorů. Práce pokračuje popisem v současnosti používané metody měření příkonu dávkového ekvivalentu gama a uvádí i základní rozdělení přírodních a umělých radionuklidů.

K naplnění cíle této bakalářské práce bylo proto provedeno srovnávací měření včetně vyhodnocení a porovnání naměřených hodnot příkonu dávkového ekvivalentu gama. Na základě těchto výsledků doporučuji pro naplňování monitorovacího programu ETE vybrat přístroj Inspector 1000.

**Klíčová slova:** radioaktivní materiál, příkon dávkového ekvivalentu gama, ionizující záření, měření, transport

## **ABSTRACT**

My bachelor's work aims at analysing the existing method of measuring the input of the gama batch equivalent when trasporting radioactive material and verifying the possibility of using the portable scintillation spectrometer Inspector 1000 which, contrary to the presently used apparatus FH40G, has spectrometric properties and -due to its construction- even a faster response.

At the beginning of my work there is a brief description of particular types of transporting radioactive material carried out within the operations in the Temelín nuclear power plant (ETE). The reader learns here about disposal solution of the way-in and way-out of the ETE as well as the types and conditions of transporting radioactive material.

Further follows a description of principles how to detect ionizing radiation including a division of particular detector types. The work goes on with describing the presently used method of measuring the input of the gama batch equivalent and also presents a basic division of natural and artificial nuclides.

In order to meet the aims of this bachelor's work a comparative measurement including evaluation and comparison of the measured input values of the gama batch equivalent was made.. Based on these results I recommend to choose the apparatus Inspector 1000 for realisation of the ETE monitoring programme.

**Keywords:** radioaktive material, input of the gama batch equivalent, ionizing radiation, measurement, transport

## PROHLÁŠENÍ

Prohlašuji, že svoji bakalářskou práci jsem vypracoval samostatně, pouze s použitím pramenů a literatury uvedených v seznamu citované literatury.

Prohlašuji, že v souladu s § 47b zákona č. 111/1998 Sb. v platném znění souhlasím se zveřejněním své bakalářské práce (v nezkrácené podobě) v úpravě vzniklé vypuštěním vyznačených částí archivovaných fakultou – elektronickou cestou ve veřejně přístupné části databáze STAG provozované Jihočeskou univerzitou v Českých Budějovicích na jejich internetových stránkách, a to se zachováním mého autorského práva k odevzdanému textu této kvalifikační práce.

Souhlasím dále s tím, aby toutéž elektronickou cestou byly v souladu s uvedeným ustanovením zákona č. 111/1998 Sb. zveřejněny posudky školitele a oponentů práce i záznam o průběhu a výsledku obhajoby kvalifikační práce. Rovněž souhlasím s porovnáním textu mé kvalifikační práce s databází kvalifikačních prací Theses.cz provozovanou Národním registrem vysokoškolských kvalifikačních prací a systémem na odhalování plagiátů.

v Českých Budějovicích dne 3.5.2016

.....  
Jiří Plaňanský

## **PODĚKOVÁNÍ**

Rád bych poděkoval vedoucímu práce Mgr. Josefu Kaňkovskému za metodické vedení a cenné rady poskytované v průběhu tvorby mé práce.

# OBSAH

<b>SEZNAM POUŽITÝCH ZKRATEK.....</b>	<b>7</b>
<b>ZÁKLADNÍ POJMY.....</b>	<b>8</b>
<b>ÚVOD.....</b>	<b>9</b>
<b>1. TEORETICKÁ ČÁST.....</b>	<b>10</b>
1.1 <b>SOUČASNÝ STAV.....</b>	<b>10</b>
1.2 <b>TRANSPORTY RADIOAKTIVNÍHO MATERIÁLU.....</b>	<b>12</b>
1.2.1 Obecná pravidla přepravy radioaktivního materiálu.....	12
1.2.2 Transporty radioaktivního materiálu mimo areál ETE.....	13
1.2.3 Transporty radioaktivního materiálu v ETE.....	14
1.3 <b>RADIACNÍ OCHRANA PŘI PŘEPRAVĚ PŘEDMĚTŮ V ETE.....</b>	<b>16</b>
1.3.1 Zabezpečení radiační ochrany při přepravě předmětů.....	16
1.3.2 Obecná pravidla transportu předmětů přes hranice KP.....	17
1.3.3 Pravidla pro transporty kapalných a sypkých materiálů.....	17
1.4 <b>PRINCIPY DETEKCE IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ.....</b>	<b>18</b>
1.4.1 Rozdělení detektorů.....	18
1.4.2 Elektrické detektory.....	20
1.4.3 Ionizační komory.....	20
1.4.4 Geiger-Müllerovy počítáče.....	22
1.4.5 Proporcionální počítáče.....	23
1.4.6 Polovodičové detektory.....	24
1.4.7 Scintilační detektory.....	25
1.4.8 Filmové dozimetry.....	26
1.5 <b>METODY MĚŘENÍ DOZIMETRICKÝCH VELIČIN.....</b>	<b>27</b>
1.5.1 Dávkový příkon – příkon dávkového ekvivalentu.....	27
1.5.2 Dávkový příkon v prostředí.....	28
1.5.3 Dávkový příkon způsobený zdrojem záření.....	28
1.5.4 Dávkový příkon měřený kontaktně.....	29
1.5.5 Dávkový příkon měřený ve vzdálenosti.....	29
1.6 <b>RADIONUKLIDY A JEJICH ROZDĚLENÍ.....</b>	<b>30</b>
1.6.1 Přírodní radionuklidy.....	30
1.6.2 Přírodní radionuklidy uvolňované do životního prostředí v rámci vybraných činností.....	32
1.6.3 Umělé radionuklidy a jejich výroba.....	36
1.6.4 Některé nejdůležitější radionuklidy.....	40
<b>2. CÍLE PRÁCE A HYPOTÉZA.....</b>	<b>46</b>
2.1 <b>CÍLE PRÁCE.....</b>	<b>46</b>
2.2 <b>HYPOTÉZA.....</b>	<b>46</b>
2.3 <b>POPIS METODIKY.....</b>	<b>47</b>
2.3.1 Popis a technická specifikace přístroje FH40-G.....	47
2.3.2 Popis a technická specifikace přístroje Inspector 1000.....	49
2.3.3 Srovnávací měření.....	52
<b>3. VÝSLEDKY.....</b>	<b>55</b>
<b>4. DISKUSE.....</b>	<b>66</b>
<b>5. ZÁVĚR.....</b>	<b>69</b>
<b>6. SEZNAM INFORMAČNÍCH ZDROJŮ.....</b>	<b>70</b>

## SEZNAM POUŽITÝCH ZKRATEK

As	plošná aktivita
Av	objemová aktivita
Am	hmotnostní aktivita
PDE g	příkon dávkového ekvivalentu gama
PDE n	příkon dávkového ekvivalentu neutronů
ETE	Jaderná elektrárna Temelín
BAPP	budova aktivních pomocných provozů
ADR	evropská dohoda o mezinárodní silniční přepravě nebezpečných věcí
HVB	hlavní výrobní blok
IZ	ionizující záření
KP	kontrolované pásmo
OOPP	osobní ochranné pracovní pomůcky
CDRK	centrální dozorná radiační kontroly
OS	obalový soubor pro vyhořelé palivo (Castor)
RO	radiační ochrana
RaS	radiační situace
SI	směnový inženýr
STP	střežený prostor
TKV	transportní kolejové vozidlo (provozované pouze v areálu ETE)
VJP	vyhořelé jaderné palivo
FO	fyzická ochrana ETE
SÚRO	Státní ústav radiační ochrany
SUJB	Státní úřad pro jadernou bezpečnost

## ZÁKLADNÍ POJMY

**Aktivní předmět** – ekvivalentní termín k termínu „Radioaktivní materiál“

**Dopravce** – osoba, která provádí přepravu předmětu (řidič vozidla, osoba, která přímo předmět převáží nebo přenáší)

**Obalový soubor** – obal nebo soubor obalů a dalších konstrukčních prvků nutných k úplnému uzavření radioaktivních materiálů pro jejich přepravu, umožňující zajistit současně jadernou bezpečnost a radiační ochranu

**Přeprava** – jakýkoliv způsob transportu předmětu (přenášením, na vozíku, vozidlem, vlakem ...)

**Přepравce** – osoba předávající předmět k přepravě, uvedená jako odesílatel v přepravních dokladech (pro jaderné položky a radioaktivní látky držitel povolení podle § 9 odst. 1 písm. m) – viz definice podle § 20, odst. 1 zákona č. 18/1997 Sb., ve znění pozdějších předpisů), může být zároveň dopravcem

**Radioaktivní materiál / AKTIVNÍ PŘEDMĚT** – pro účely této metodiky předmět nebo materiál, který splňuje alespoň jednu z následujících podmínek:

- $As > 0,3 \text{ Bq/cm}^2$
- PDE kontaktně na povrchu  $> 0,25 \text{ } \mu\text{Sv/hod}$
- radiometrická analýza potvrdila výskyt umělých radionuklidů v množství větším, než jsou uvolňovací úrovně pro radioaktivní kontaminaci materiálů stanovené vyhláškou č. 307/2002 Sb.
- jaderný materiál – podle definice zákona č. 18/1997 Sb.

**Uvolnění předmětu z KP** – transport předmětu z KP, jehož cílem není KP, přičemž je měřením prokázáno, že daný předmět není radioaktivním materiálem

**Vnitropodniková přeprava** – přeprava uvnitř areálu ETE, bez překročení hranic STP



## ÚVOD

Při provozu jaderně energetického zařízení dochází k transportům materiálů, včetně materiálů radioaktivních. U těchto transportů je nezbytné zajistit dodržování principů radiační ochrany. Monitoring radioaktivního materiálu je v současné době prováděn v souladu se schválenými programy monitorování. Součástí transportů radioaktivního materiálu je i přeprava rozměrných nákladů nebo materiálů obsahujících přírodní radionuklidy. V současné době jsou tyto materiály měřeny přenosným měřičem příkonu dávkového ekvivalentu gama FH40G-10, viz kapitola 2.3.1.

# 1 TEORETICKÁ ČÁST

## 1.1 SOUČASNÝ STAV

Jak už bylo v úvodu naznačeno, s provozem jaderně energetického zařízení úzce souvisí transporty radioaktivního materiálu. V běžném provozu jaderné elektrárny, ale i při odstávce se transportují části technologických zařízení, měřících zařízení, různých kalibračních záříčů, etalonů. Dochází též k transportům strojů a nezbytných přípravků pro servis jaderného zařízení. V souladu s legislativními požadavky je povinností držitele povolení zajistit plnění programu monitorování. Program monitorování musí zahrnovat monitorování pro běžný provoz, pro předvídatelné odchylky od běžného provozu i pro případy radiačních nehod a radiačních havárií. (1)

K dalším transportům radioaktivních materiálů dochází při plánovaných odstávkách bloku, kdy se v rámci výměny části paliva v jaderném reaktoru navážejí na jednotlivé výrobní bloky nové palivové soubory a vyhořelé palivové soubory, které byly předtím několik let skladovány v bazénu vyhořelého jaderného paliva, jsou ukládány do speciálních skladovacích obalů (CASTOR) a odváženy na skladovací pozice do skladu vyhořelého jaderného paliva (dále jen SVJP).

Transport radioaktivních materiálů můžeme dělit na:

- **vnitropodnikové** – takové, ke kterým dochází uvnitř STP Jaderné elektrárny, tj. mezi jednotlivými kontrolovanými pásmy nebo mezi jednotlivými výrobními bloky popřípadě mezi skladem vyhořelého jaderného paliva; tyto transporty se uskutečňují v převážné většině kolejovým elektrickým vozidlem tzv. TKV, dále pak osobními a nákladními automobily popř. i aku. vozíky a v ojedinělých případech i osobní přepravou, tj. ručními vozíky, taškami
- **vnější** – například návoz materiálu, strojů, náhradních dílů a různých provozních kapalin od vnějších dodavatelů směrem do STP Jaderné elektrárny, ale

i případný odvoz všech potřebných materiálů včetně odpadů, jako je například odvoz radioaktivního odpadu do elektrárny Dukovany, kde je tento odpad ukládán

K vjezdu do areálu elektrárny osobními i nákladními vozidly slouží hlavní vjezd, který je permanentně hlídán bezpečnostní agenturou G4S zajišťující fyzickou ochranu v ETE. Při vjezdu do elektrárny hlavním vjezdem probíhá kontrola osob i přiváženého materiálu, kontrola vjíždějících vozidel k vyloučení bezpečnostních hrozeb jako např. odhalení výbušnin. Dále pak každé vozidlo projíždějící hlavním vjezdem ať už ve směru do areálu případně ven z areálu projíždí mezi detekčními rámy IZ, a to z důvodu odhalení eventuálního neoprávněného transportu radioaktivního předmětu.

Další možností přepravy do areálu elektrárny je přes záložní vjezd, a to jak pro osobní a nákladní automobily, ale i pomocí železniční vlečky, kterou se mohou dopravovat rozměrnější předměty popř. zásoby provozních kapalin, chemikálií a dalších nezbytných prostředků pro provoz jaderného zařízení. Taktéž na záložním vjezdu jsou umístěny detekční rámy pro odhalení eventuálního transportu radioaktivního předmětu.

Pro jednoduchou představu obsahu přepravovaného materiálu v jaderné elektrárně můžeme transporty rozdělit na dvě části, a to na přepravu aktivních předmětů (radioaktivního materiálu); ten lze dále rozdělit na předměty (náklady) s výlučným zastoupením umělých radionuklidů popřípadě směsi umělých a přírodních radionuklidů a náklady, které obsahují pouze přírodní radionuklidy viz kap. 1.6. Druhou částí jsou transporty neaktivních předmětů, kterých je převážná většina.

## 1.2 TRANSPORTY RADIOAKTIVNÍHO MATERIÁLU

### 1.2.1 Obecná pravidla přepravy radioaktivního materiálu

Dopravce zajistí takový způsob přepravy, aby při ní nedošlo ke zbytečnému ozáření osob. Dále zajistí zavedení takových opatření (např. zabalení do plastické folie), aby během přepravy nedošlo k šíření kontaminace.

Držitel povolení podle § 9 odst. 1 písm. m) nebo osoba předávající radioaktivní látky k přepravě, uvedená jako odesílatel v přepravních dokladech, (dále jen „převážec“) je povinna (2):

- přesvědčit se, že příjemce je oprávněn k nakládání s jaderným materiálem nebo
- radioaktivní látkou podle tohoto zákona
- zabezpečit přepravu a dopravu jaderných materiálů a prováděcím předpisem stanovených radioaktivních látek způsobem podle prováděcího předpisu a v souladu s požadavky stanovenými ve zvláštních předpisech
- předávat k dopravě jaderné materiály a prováděcím předpisem stanovené radioaktivní látky jen v obalových souborech typově schválených Úřadem podle tohoto zákona
- zajistit, aby během přepravy a dopravy únik radionuklidů ani ozáření osob nepřekročily limity a směrné hodnoty stanovené v prováděcím předpise, a zajistit fyzickou ochranu přeprav jaderných materiálů v souladu s prováděcím předpisem (2)

### **1.2.2 Transporty radioaktivního materiálu mimo areál ETE**

Každý, kdo provádí transporty radioaktivního materiálu po veřejných komunikacích, má za povinnost zpracovat „Program radiační ochrany pro přepravu radioaktivního materiálu“, ve kterém musí být stanoven rozsah opatření, která mají být použita ve vztahu k velikosti a pravděpodobnosti ozáření. (3)

Pro přepravu mimo areál ETE platí ustanovení ADR/RID. ADR stanoví normy bezpečnosti, které obsahují přijatelnou úroveň kontroly záření, kritického stavu a tepelného ohrožení osob, majetku a životního prostředí, spojených s přepravou radioaktivních látek. Cílem ADR je stanovit požadavky, které musí být splněny, aby se zajistila bezpečnost a ochrana osob, majetku a životního prostředí před účinky záření při přepravě radioaktivních látek. Tato ochrana je dosažena vyžadováním:

- (a) uzavření radioaktivního obsahu
- (b) kontrolou vnějších dávkových intenzit
- (c) zabránění kritickému stavu
- (d) zamezení škodám způsobeným teplem (4)

### 1.2.3 Transporty radioaktivního materiálu v ETE

Transporty radioaktivního materiálu v ETE podléhají vnitřní řídicí dokumentaci držitele povolení pro nakládání se zdroji IZ. Tato dokumentace stanovuje pravidla radiační ochrany pro přepravu předmětů:

1. materiálu přes hranice kontrolovaných pásem
2. radioaktivních materiálů v STP
3. monitorování předmětů na bariérách
4. radioaktivních materiálů přes hranice STP ETE

Vnitřní řídicí dokumentace je závazná pro pracovníky, kteří zajišťují přepravu nebo se přepravy účastní. Po smluvním ujednání je tento dokument závazný i pro dodavatele.

(5)

### ODPOVĚDNOSTI, POVINNOSTI A PRAVOMOCI

**Dopravce** odpovídá za:

- poučení osob účastnících se přepravy
- zajištění OOPP, stínění, osobních dozimetrů a dalších opatření RO
- likvidaci OOPP a vrácení osobních dozimetrů použitých při přepravě
- zabalení kontaminovaného předmětu
- zajištění dozimetrické kontroly předmětů a vozidel opouštějících KP prostřednictvím útvaru RO provozu ETE
- zajištění dozimetrické kontroly prostoru před zrušením přechodové oblasti prostřednictvím útvaru RO provozu ETE

**Převpravce zajišťuje:**

- vystavení Průvodního listu
- projednání podmínek přepravy s útvarem řízení radiačních rizik

**Útvar FO ETE zajišťuje:**

- kontrolu termínu a cílového místa přepravy v Průvodním listu
- zadržení radioaktivního materiálu v případě, že není dopravcem předložen platný Průvodní list při transportu přes hranice STP ETE

**Útvar RO provozu v ETE:**

zajišťuje:

- na vyžádání dozimetrickou kontrolu předmětů a vozidel opouštějících KP
- na vyžádání dozimetrickou kontrolu prostoru před zrušením přechodové oblasti

má pravomoc:

- zakázat transport předmětu přes hranice KP respektive bariéry
- vyžádat zřízení přechodové oblasti pro provedení měření transportovaných předmětů z KP

**Všechny osoby vstupující do KP a vystupující z KP:**

- musí omezit přepravu předmětů do KP i z KP na minimální možnou míru
- nesmí do KP vnášet předměty nesouvisející s pracovní činností (osobní předměty, tiskoviny apod.)

## 1.3 RADIAČNÍ OCHRANA PŘI PŘEPRAVĚ PŘEDMĚTŮ V ETE

### 1.3.1 Zabezpečení radiační ochrany při přepravě předmětů

Zajištění radiační ochrany při přepravě předmětů se uskutečňuje podle tří **principů radiační ochrany**:

- **ZDŮVODNĚNÍ**: Kterékoliv rozhodnutí, které mění radiační expoziční situaci, by mělo způsobit více užitku než škody.

To znamená, že při zavádění nového zdroje záření, při snižování existující expozice nebo při snižování rizika potenciální expozice by se mělo dosáhnout dostatečného individuálního nebo společenského prospěchu, aby se vyrovnala způsobená újma.

- **OPTIMALIZACE**: pravděpodobnost způsobení expozice, počet exponovaných lidí a velikosti jejich individuálních dávek mají být udržovány tak nízké, jak je rozumně dosažitelné s uvážením ekonomických a společenských hledisek.

To znamená, že úroveň ochrany má být nejlepší za daných okolností, tj. má maximalizovat rozpětí mezi užitkem a škodou. Aby se zabránilo vážným nerovnostem při optimalizačním procesu, měly by se omezit dávky nebo rizika pro jednotlivce z konkrétního zdroje (dávkovými nebo rizikovými optimalizačními mezemi).

- **APLIKACE LIMITŮ**: Celková dávka kterémukoliv jednotlivci z kontrolovaných zdrojů v plánovaných expozičních situacích, s výjimkou lékařské expozice pacientů, by neměla překročit příslušné limity doporučené komisí. (6)



### **1.3.2 Obecná pravidla transportu předmětů přes hranice KP**

Každý předmět musí bezprostředně před vynesáním/ vyvezením z KP projít dozimetrickou kontrolou. Tu je možno provést samoobslužně nebo o ní požádat pracovníka útvaru RO provozu v ETE. (5)

### **1.3.3 Pravidla pro transporty kapalných a sypkých materiálů**

Kapalné a sypké materiály vyžadují kvůli své konzistenci poněkud specifické způsoby měření:

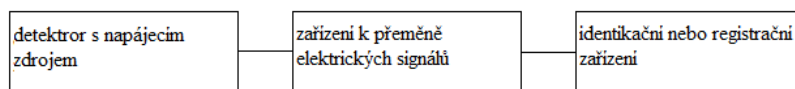
- pokud to rozměr nádoby s kapalným nebo sypkým materiálem umožní, je nutné předmět měřit speciálním zařízením (na ETE měřící komora CRONOS)
- jinak je před transportem nutné u skupiny laboratoře zajistit spektrometrickou analýzu materiálu a požádat o vystavení protokolu
- pokud analýza nepotvrdí výskyt umělých radionuklidů, je možné materiál transportovat z KP, v opačném případě je nutné podmínky transportu projednat s útvarem řízení radiačních rizik
- protokol s výsledky spektrometrické analýzy předložit na CDRK při žádosti o zajištění měření ostatních veličin relevantních pro uvolnění předmětů z KP

## 1.4 PRINCIPY DETEKCE IONIZUJÍCÍHO ZÁŘENÍ

### 1.4.1 Rozdělení detektorů

Radiometrické přístroje a měřicí metody jsou založeny na vlastnostech ionizujícího záření a jeho interakcí s hmotným prostředím. (7) Základní schéma radiometrické aparatury viz Obrázek 1. V detektoru se mění energie dopadajícího ionizujícího záření na elektrický signál, který se v druhé části aparatury zpracovává tak, aby mohl být v poslední části aparatury zaregistrován a vyhodnocen. Radiometrická aparatura může pracovat tak, že měří střední hodnotu proudu na detektoru nebo registruje jednotlivé impulsy z detektoru. (7) Podle účelu měření lze přístroje rozdělit na:

- **Radiometry** – slouží ke stanovení úrovně radioaktivity v daném prostoru.
- **Spektrometry** – měří energii ionizujícího záření.
- **Průmyslová radiometrická zařízení** – jsou určena k nejrůznějšímu využití radionuklidů v průmyslu, obsahují vhodný zdroj záření a měřicí aparaturu.



Obrázek 1: Blokové schéma radiometrické aparatury

Detektory můžeme rozdělit na dva základní druhy – kontinuální a integrální. Kontinuální detektory podávají průběžnou informaci o okamžité hodnotě detekovaného záření. Po ukončení ozařování detektoru klesne výstupní signál na nulu. U integrálních detektorů se hodnota signálu zvětšuje s dobou, po kterou je detektor ozařován, tj. úměrně dávce, expozici atp. Po ukončení ozařování zůstává informace v detektoru uchována. Integrální detektory se uplatňují hlavně v osobní dozimetrii, v lékařství a radiační chemii. (7)

Nejpoužívanější detektory ionizujícího záření můžeme rozdělit dle principu detekce do tří hlavních skupin:

- **Elektrické detektory**

Jsou založeny na látkách, které působením ionizujícího záření mění některé elektrické vlastnosti (např. vodivost). K těmto detektorům patří ionizační komory, proporcionální a Geiger-Müllerovy počítače, krystalové a polovodičové detektory.

- **Scintilační detektory**

Jsou založeny na látkách, v nichž působením ionizujícího záření vzniká luminiscenční záření (scintilace). Světelný signál se převádí na elektrický a dále zpracovává.

- **Samostatné detektory**

Jsou založeny na látkách, které dlouhodobě mění své vlastnosti (barvu, složení, objem) působením ionizujícího záření. Jedná se vesměs o detektory integrální.

### 1.4.2 Elektrické detektory

Elektrické detektory jsou zpravidla různě upravené válcové nebo deskové kondenzátory. Připojíme-li k elektrodám kondenzátoru (dobře izolovaným vzájemně i vzhledem k okolí) elektrický zdroj, pak tímto obvodem (který je přerušen objemem vzduchu mezi elektrodami) začne procházet měřitelný proud, vložíme-li mezi elektrody zdroj ionizujícího záření. Mezi deskami kondenzátoru pak mohou probíhat následující tři pochody:

- **Ionizace** – ionty, které vytvářejí ionizující záření, se pohybují k opačně nabitým elektrodám; v obvodu vzniká ionizační proud.
- **Rekombinace** – při setkání kladného a záporného iontu může vzniknout opět neutrální atom nebo molekula. Pravděpodobnost rekombinace klesá s rostoucí rychlostí iontů, tj. s rostoucím napětím na deskách kondenzátoru.
- **Přídavná (sekundární) ionizace** – primární ionty mohou být urychleny na větší energii, než je ionizační energie plynu mezi deskami kondenzátoru a mohou v tomto prostoru vytvářet nárazovou ionizací další ionty.

### 1.4.3 Ionizační komory

Ionizační komora je tvořena dvěma elektrodami (anoda, katoda), které jsou umístěny ve vhodné plynové náplni (vzduch nebo i jiné plyny za různého tlaku). Provozní napětí se volí z oboru nasyceného proudu (asi 150 až 200 V). Ionty vytvořené ionizujícím zářením jsou přiváděny elektrickým polem k elektrodám a ve vnějším obvodu se projeví buď ionizačním proudem (ionizační komory s konstantní ionizací) nebo krátkým napěťovým impulsem (impulsní ionizační komory). (8)

Při měření alfa zářičů se vzorek umísťuje přímo do ionizační komory. Vzorky musí být velmi tenké, vzhledem k silné samoabsorpci alfa záření. Zářiče beta se vkládají buď

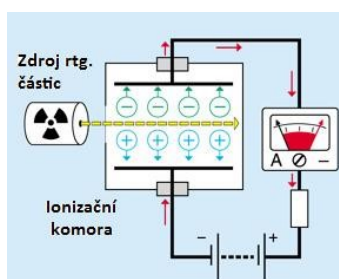
dovnitř ionizační komory, nebo je komora opatřena vstupním okénkem z materiálu o nízkém absorpčním koeficientu. Ionizační proud závisí na tvaru a též konstrukci komory a na energetickém spektru zářiče.

V plynové náplni komory je absorbována pouze část energie beta záření (dolet beta částic bývá většinou větší než jsou rozměry komory), zbývající část je pohlcena stěnami komory a k ionizačnímu proudu nepřispívá. Ionizační komory pro gama záření využívají sekundární ionizace způsobené elektrony, které jsou uvolněny interakcí gama záření s náplní a stěnami ionizační komory. Hodnoty ionizačního proudu se pohybují v rozmezí  $10^{-9}$  -  $10^{-16}$  A.

U silnějších zářičů je možno k měření ionizačního proudu použít velmi citlivé galvanometry, většinou se však používají elektrometry. Při měření zaregistrujeme určitý ionizační proud i tehdy, není-li ionizační komora vystavena účinkům ionizujícího záření. Tento proud se nazývá pozadí ionizační komory a je způsoben:

- kosmickým zářením
- radioaktivitou materiálu ionizační komory
- kontaminací komory
- nečistotami, vlhkostí

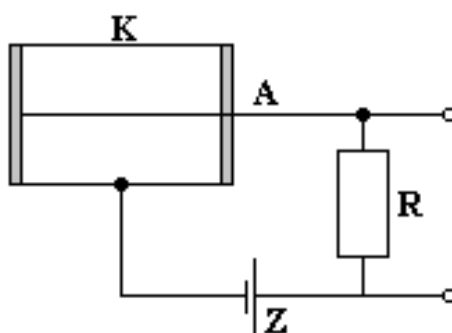
Vliv pozadí se potlačuje stíněním, výběrem vhodného materiálu pro výrobu ionizačních komor, čištěním atd. Ionizační komory nacházejí hlavní využití v dozimetrii při stanovení dávky, expozice a kermy ve vzduchu. Nezastupitelné jsou v provozech s vysokými teplotami (válcovny, hutě ap.), kde ostatní známé detektory pracovat nemohou. (8)



Obrázek 2: Ionizační komora (9)

#### 1.4.4 Geiger-Müllerovy počítáče

Geiger-Müllerovy počítáče mají tvar trubice s pláštěm z kovu nebo umělé hmoty. Katoda je většinou tvořena válcem z tenkého plechu (o průměru  $\approx 10$  mm), anodu tvoří tenký drátek (o poloměru  $\approx 0,05$  mm), který je napnutý v ose trubice. Tyto počítáče pracují v Geiger-Müllerově oboru. Po vniknutí nabitě částice do počítáče nastane v počítáči vlivem sekundární ionizace lavinovitě narůstání počtu iontů (koeficient zesílení je až  $10^{10}$ ). Průchod každé částice je tedy doprovázen samovolným výbojem v celém objemu počítáče, který vyvolá na připojeném zatěžovacím odporu napěťový impuls. Ten se zpracovává v dalších částech radiometrické aparatury.

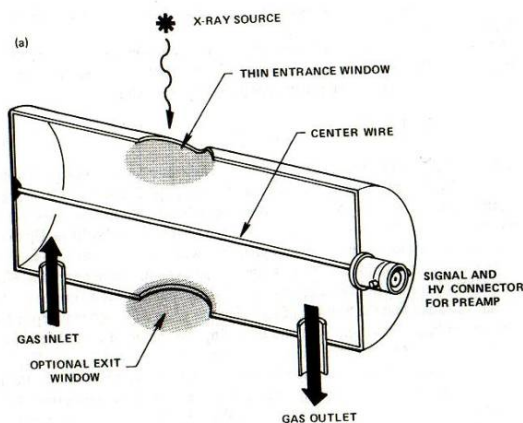


Obrázek 3: Schéma Geiger-Müllerova počítáče (10)

Výboj, který vznikne v počítáči, je nutné co nejdříve přerušit, neboť po dobu výboje – vzhledem k poklesu napětí pod Geiger - Müllerův práh - neregistruje počítáč další částice. Přerušení výboje se nejnázne dosahuje vhodnou plynovou náplní počítáče (samozhášecí počítáče). Časový interval, za který se obnoví pracovní napětí na počítáči (tj. obnoví se schopnost registrovat další částice), se nazývá mrtvá doba (bývá řádově v milisekundách). Konstrukce Geiger-Müllerových počítáčů závisí na typu a energii částic, které má počítáč detekovat. Používají se počítáče okénkové, zvonkové, válcové, kyvetové, průtokové atd. (8)

### 1.4.5 Proporcionální počítače

Pracují v oboru úplné proporcionality a využívají tedy sekundární ionizaci. Zapojení, konstrukční provedení a charakteristiky jsou podobné jako u Geiger - Müllerových počítačů. Koeficient zesílení je  $10^4$  až  $10^5$ , mrtvá doba bývá řádově  $10^{-6}$  s. Výstupní napěťové impulsy jsou úměrné energii, proto můžeme tyto počítače použít ve spektrometrech.

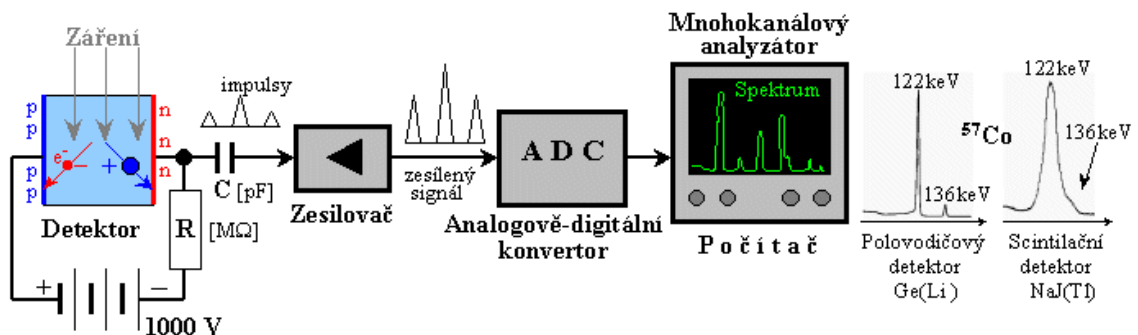


Obrázek 4: Proporcionální detektor (11)

### 1.4.6 Polovodičové detektory

Vnikne-li ionizující částice do vhodného polovodiče, vytvářejí v něm ionizační páry elektron – díra, přičemž většina primárních elektronů má tak velkou energii, že způsobuje další nárazovou ionizaci prostředí. Dochází k lavinovitému uvolňování elektronů do vodivostního pásu a tvorbě děr ve valenčním páse, přičemž počet uvolněných nosičů náboje závisí na energii primární částice. Právě tohoto principu využívají polovodičové detektory.

Přiložíme-li na výše uvedený polovodič napětí, pak vlivem elektrického pole se volné nosiče nábojů (elektrony a díry) dají do pohybu v příslušném směru a v připojeném obvodu vznikne proudový impuls, jehož velikost závisí na energii dopadající částice ionizujícího záření. To umožňuje využít polovodičové detektory jak pro detekci ionizujícího záření, tak pro spektrometrické měření. (7)

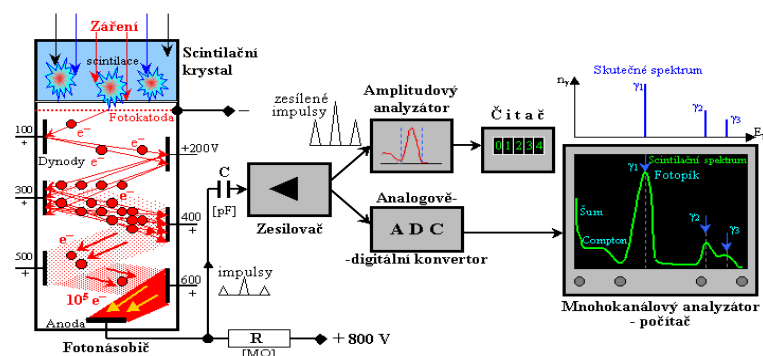


Obrázek 5: Polovodičový detektor (12)



### 1.4.7 Scintilační detektory

Dopadá-li ionizující záření na určité látky, vyvolává v nich slabé světelné záblesky (scintilace). Scintilace jsou podmíněny existencí luminiscenčních center, která vznikají vniknutím iontů cizího prvku do krystalové mřížky iontového krystalu. Takto vzniká aktivovaný scintilátor, např. ZnS (Ag), ZnS (Cu), NaI (Tl), LiI atd. Vedle uvedených anorganických látek lze využít i scintilačních vlastností dalších druhů látek. Používají se scintilátory organické (naftalen, stilben, antracen), kapalné (roztoky scintilačních látek v organických rozpouštědlech, např. v xylenu, benzenu ap.) a plastické. Scintilační počítač se sestavuje ze scintilátoru, fotonásobiče a registračního zařízení. (7)



Obrázek 6: Scintilační detektor (13)

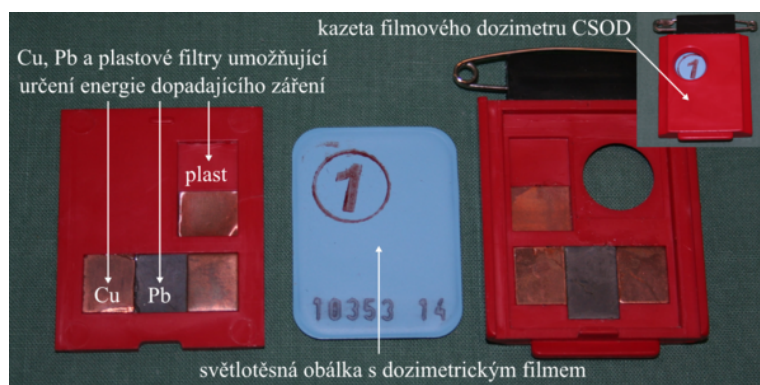
Ionizující záření dopadá na scintilátor a vyvolává v něm scintilace. Směr pohybu fotonů těchto scintilací je náhodný, proto se scintilátor obklopuje reflektorem, který odráží unikající fotony zpět do krystalu. Sebrané fotony dopadají po průchodu optickým kontaktem na fotokatodu fotonásobiče, uvolňují z ní elektrony, které se po urychlení elektrickým polem dostávají na první elektrodu fotonásobiče (dynodu). Povrch dynod je pokryt materiálem s vysokým koeficientem sekundární emise elektronů. Vlivem toho je počet elektronů, které dynodu opouštějí, větší, než počet, které na dynodu dopadají.

Následkem tohoto násobícího procesu vyvolává každý fotoelektron celkem  $10^5$  -  $10^9$  elektronů, které dopadnou na anodu. Na připojeném zatěžovacím odporu tak

vznikne napěťový impuls, který se dále zpracovává v registračním bloku. Charakteristiky scintilačních počítačů jsou podobné jako charakteristiky G-M počítačů. Mrtvá doba je nižší (řádově  $10^{-7}$  s), pozadí vyšší a závisí na teplotě (vliv termoemise). Účinnost pro nabitě částice a gama částice je většinou vysoká. Vzniklý napěťový impuls je úměrný energii dopadající částice, což umožňuje použití těchto detektorů ve spektrometrech. Právě na tomto principu scintilační detekce je založen jeden z detektorů přístroje Inspector 1000.

#### 1.4.8 Filmové dozimetry

Působením ionizujícího záření vzniká ve fotografickém materiálu latentní obraz, který lze vyvoláním zviditelnit. Optická hustota vyvolaného materiálu může být mírou dávky či expozice. Filmové dozimetry se používají hlavně pro detekci beta, gama a RTG – záření převážně v osobní dozimetrii. (26)



Obrázek 7: Filmový dozimetr (14)

## 1.5 METODY MĚŘENÍ DOZIMETRICKÝCH VELIČIN

V současné době jsou při transportu radioaktivního materiálu v areálu ETE monitorovány zejména tyto veličiny:

- As - povrchová aktivita
- Av - objemová aktivita
- Am - hmotnostní aktivita
- PDE g - příkon dávkového ekvivalentu gama
- PDE n - příkon dávkového ekvivalentu neutronů

Ve své práci jsem se zaměřil výlučně na příkon dávkového ekvivalentu gama, protože monitorování ostatních výše jmenovaných veličin je v současné době řešeno standardními a plně vyhovujícími metodami.

### 1.5.1 Dávkový příkon – příkon dávkového ekvivalentu

Měření dávkového příkonu (příkonu dávkového ekvivalentu) záření gama je vyjádřeno jako dávkový příkon (příkon dávkového ekvivalentu) od  $^{137}\text{Cs}$  způsobující na daném měřidle stejnou odezvu. Měření dávkového příkonu (příkonu dávkového ekvivalentu) záření gama je vždy vztaženo ke zvolenému místu měření. Toto místo se nachází v poli zdroje ionizujícího záření, ať už bodového nebo prostorového. Znalost místa měření je nutná, neboť dávkový příkon na tomto poli silně závisí. K měření příkonu dávkového ekvivalentu a příkonu dávkového ekvivalentu záření gama se přistupuje stejně jako k měření dávkového příkonu záření gama. (15)

### 1.5.2 Dávkový příkon v prostředí

Dávkový příkon v prostředí znamená takovou hodnotu dávkového příkonu v prostředí (místnosti), kdy příspěvky dávkových příkonů od jednotlivých zdrojů záření (např. technologické zařízení) nepřispívají podstatně k této hodnotě. Nelze-li tuto podmínku dodržet, je za dávkový příkon v prostředí považován dávkový příkon měřený v místě průchodu personálu. Pro praktické účely měření dávkových příkonů pro potřebu ochrany před ionizujícím zářením (např. pro ocenění RaS v podmínkách zvýšeného radiačního rizika) je nutné znát polohu pracovníka vůči zdroji záření. Toto lze ve většině případů odhadnout vzdáleností 0,5 m od zdroje záření (technologického zařízení, předmětu). (15)

### 1.5.3 Dávkový příkon způsobený zdrojem záření

Dávkový příkon způsobený zdrojem záření (technologickým zařízením, předmětem) znamená takovou hodnotu dávkového příkonu v prostoru, kdy je možné příspěvek dávkového příkonu od ostatních zdrojů záření či okolního pozadí odečíst. Stanovení dávkového příkonu způsobeného zdrojem záření se provádí měřením pomocí detektoru (detekčního zařízení) umístěného v poli ionizujícího záření způsobeného tímto zdrojem záření a mimo něj (znalost pozadí). Při požadavku na určení dávkového příkonu pouze od zdroje záření se hodnoty získané při měření v poli záření zdroje odečte hodnota od pozadí v místě měření.

Hodnotu od pozadí v místě měření je nutné buď změřit v době, kdy  $D_\gamma$  v místě měření není ovlivněn tímto zdrojem záření nebo odhadnout pomocí úrovně pozadí ve srovnatelném místě. Při měření dávkových příkonů způsobených zdroji záření (ne polem záření) je nutné věnovat pozornost úhlové citlivosti detekční jednotky. Detektor přístroje musí být nasměrován ke zdroji záření. (15)

#### **1.5.4 Dávkový příkon měřený kontaktně**

Dávkový příkon měřený kontaktně na technologickém zařízení nebo předmětu znamená nejvyšší hodnotu dávkového příkonu od daného zařízení měřenou v těsné blízkosti tohoto zařízení, tj. ve vzdálenosti, na kterou je dovoleno se s měřicím přístrojem přiblížit bez rizika jeho poškození. K této hodnotě většinou nepřispívají hodnoty dávkových příkonů od jiných technologických zařízení, proto lze na tento zdroj záření nahlížet jako na bodový, popř. lineární. Tento způsob měření se využívá při vyhledávání zdrojů záření uvnitř technologického zařízení nebo předmětu. (15)

#### **1.5.5 Dávkový příkon měřený ve vzdálenosti**

Dávkový příkon ve vzdálenosti 0,1 m, resp. 0,5 m od technologického zařízení nebo předmětu znamená nejvyšší hodnotu dávkového příkonu od daného zařízení měřenou v blízkosti tohoto zařízení. K této hodnotě většinou nepřispívají hodnoty dávkových příkonů od jiných technologických zařízení. Tento způsob měření se využívá při posuzování celkové RaS předmětu. Vzdálenost je nutné uvést. (15)

Měření dávkového příkonu ve střeženém prostoru mimo kontrolované pásmo v rozsahu definovaném volnou přílohou A se provádí ve výšce 70 cm nad povrchem terénu. (15)

## 1.6 RADIONUKLIDY A JEJICH ROZDĚLENÍ

### 1.6.1 Přírodní radionuklidy

Kromě stabilních chemických prvků se v přírodním prostředí vyskytují ve velmi nízkých koncentracích i prvky radioaktivní **přírodního původu**. Tyto přírodní radionuklidy můžeme rozdělit do tří kategorií podle svého původu a vzniku:

#### PRIMÁRNÍ RADIONUKLIDY (PŮVODNÍ, FOSILNÍ)

Jsou to radionuklidy, které vznikaly spolu s ostatními (stabilními) jádry při kosmické nukleogenezi **termonukleárními reakcemi v nitrech hvězd**, které pak vybuchly jako supernovy a obohatily o tyto prvky zárodečný oblak, z něhož vzniklo naše Slunce a sluneční soustava. Součástí Země se tak staly již při formování Sluneční soustavy před cca 4-5 miliardami let. Do dnešní doby se ovšem zachovaly pouze ty radionuklidy, které mají velmi **dlouhý poločas rozpadu** - větší než cca  $10^8$  roků.

Nejrozšířenějším primárním radionuklidem je **draslík  $^{40}\text{K}$** , jehož průměrný obsah v zemské kůře je asi  $3 \cdot 10^{-3}$  %. Draslík 40 se s poločasem  $1,26 \cdot 10^9$  roků rozpadá beta-rozpadem na argon  $^{40}\text{Ar}$  (89 %) a K-záchytem na vápník  $^{40}\text{Ca}$  (11 %); oba tyto isotopy jsou stabilní, další rozpad již nepokračuje.

Dalším přírodním primárním radionuklidem je **thorium  $^{232}\text{Th}$**  (koncentrace v zemské kůře cca  $8-12 \cdot 10^{-6}$ ), které se s poločasem  $1,39 \cdot 10^{10}$  roků rozpadá alfa-rozpadem postupně na řadu radionuklidů tzv. thoriové řady.

Nejvýznamnějšími přírodními radionuklidy tohoto původu v zemské kůře jsou však **uran  $^{238}\text{U}$**  (průměrná koncentrace v zemské kůře cca  $2-4 \cdot 10^{-6}$ ,  $T_{1/2} = 4,51 \cdot 10^9$  roků), a **uran  $^{235}\text{U}$**  (koncentrace cca  $2-4 \cdot 10^{-6}$ ,  $T_{1/2} = 7,1 \cdot 10^8$  roků). Oba tyto izotopy uranu se alfa-rozpadem přeměňují postupně na řadu radionuklidů obou uranových rozpadových řad.

Bezvýznamné z radiačního hlediska jsou některé isotopy s **extrémně dlouhým poločasem rozpadu** (pohybujícím se většinou mezi  $10^{14}$  až  $10^{18}$  let), jejichž radioaktivita není často ani bezpečně prokázána - např.  $^{48}\text{Ca}$ ,  $^{64,70}\text{Zn}$ ,  $^{76}\text{Ge}$ ,  $^{82}\text{Se}$ ,  $^{92,100}\text{Mo}$ ,  $^{116}\text{Cd}$ ,  $^{124}\text{Sn}$ ,  $^{123}\text{Sb}$ ,  $^{136,142}\text{Ce}$ ,  $^{144,145,150}\text{Nd}$ ,  $^{147-149}\text{Sm}$ ,  $^{152}\text{Gd}$ ,  $^{156}\text{Dy}$ ,  $^{165}\text{Ho}$ ,  $^{180,182,183,186}\text{W}$ ,  $^{192}\text{Os}$ ,  $^{190,192,198}\text{Pt}$ ,  $^{196}\text{Hg}$ ,  $^{209}\text{Bi}$ . (16)

## **DRUHOTNÉ RADIONUKLIDY (ROZPADOVÉ PRODUKTY PRIMÁRNÍCH RADIONUKLIDŮ)**

Rozpadem primárních radionuklidů průběžně vzniká celá řada druhotných radionuklidů. Přírodní radionuklidy  $^{232}\text{Th}$ ,  $^{238}\text{U}$  a  $^{235}\text{U}$  se rozpadají (alfa a později i beta rozpadem) na jádra, která jsou také radioaktivní, stejně jako jejich další a další rozpadové produkty. Říkáme, že tyto radionuklidy vytvářejí **radioaktivní rozpadové řady**. V přírodě existují tři radioaktivní rozpadové řady: rozpadová řada thoria  $^{232}\text{Th}$ , rozpadová řada uranu  $^{238}\text{U}$  a rozpadová řada uranu  $^{235}\text{U}$  (tento druh uranu se ve starší literatuře někdy nazýval "aktinouran"). Tyto tři přirozené rozpadové řady jsou si do určité míry podobné: Tvoří je izotopy těžkých prvků vykazující většinou radioaktivitu alfa (menší část i beta). V druhé polovině řady se vyskytuje **radon**, jehož rozpadové produkty mají krátký poločas a rozpadají se současně alfa i beta rozpadem; tyto dvojně rozpady vedou k větvení řady. Všechny tři rozpadové řady pak končí stabilními isotopy **olova**. (16)

## **KOSMOGENNÍ RADIONUKLIDY**

Jsou to přírodní radionuklidy, které průběžně vznikají jadernými reakcemi při průchodu vysokoenergetického **kosmického záření** (jeho sekundární složky) zemskou atmosférou. Patří sem především **radiouhlík**  $^{14}\text{C}$  a **tritium**  $^3\text{H}$ . (16)

### 1.6.2 Přírodní radionuklidy uvolňované do životního prostředí v rámci vybraných činností

Při některých průmyslových činnostech se do prostředí uvolňují látky s vyššími aktivitami přírodních radionuklidů. Nejznámějším případem je jejich uvolňování při těžbě a zpracování uranu, dochází k němu však i při jiných průmyslových činnostech, kterým bylo dosud věnováno méně pozornosti. Mezi ně patří například zpracování materiálů, které nejsou sice považovány za radioaktivní, ale obsahují významné stopy přírodních radionuklidů (některé rudy vzácných zemin, rudy obsahující zirkon, horniny obsahující fosforečnany apod.), dále případy dlouhodobé kumulace přírodních radionuklidů při některých procesech (např. usazování v potrubích a armaturách v dolech, v rafineriích minerálních olejů, hromadění ve vodárenských kalech, eluátech při praní filtrů aj.).

Tyto činnosti mohou být závažné z hlediska expozice pracovníků, z hlediska expozice obyvatelstva je třeba sledovat problematiku hospodaření s odpady. Přehled činností, při kterých může dojít k výskytu vyšších koncentrací přírodních radionuklidů v látkách a které uvádí příslušné evropské doporučení (EC 1998) viz Tabulka 1.

Hlavními uvažovanými radionuklidy jsou zde radionuklidy uranové a thoriové přeměnové řady, a to zejména izotopy radia a  $^{210}\text{Pb}$ . Obecně je třeba počítat s narušením radioaktivní rovnováhy mezi jednotlivými členy přeměnových řad. Při uvedených činnostech se v některých látkách objevují přírodní radionuklidy v koncentracích  $10^3$  –  $10^4$  Bq/kg, výjimečně i vyšších. Takové koncentrace jsou z hlediska ozáření pracovníků (případně i obyvatelstva) již nezanedbatelné, a proto je v posledních letech této problematice, dosud ne zcela zmapované, věnována pozornost.



Tabulka 1: Vybrané činnosti spojené s vyšší koncentrací přírodních radionuklidů (18)

Pracovní činnost	Radionuklidy a typické měrné aktivity	Profesionální expozice nad 1 mSv	Významnější expozice jednotlivců z obyvatelstva
fosfátový průmysl (fosfátová hnojiva) kyselina fosforečná (detergenty)	vstupní materiál 1,5 kBq/kg U vedlejší produkt sádrovec: 1 kBq/kg <sup>226</sup> Ra, sraženiny v provozních trasách až 10 kBq/kg	možné (zevní gama, inhalace ve výrobních prostorech)	možné (kapalné výpusti, použití fosfosádry, atmosférické výpusti <sup>210</sup> Pb, <sup>210</sup> Po při tepelném zpracování)
výroba kyseliny	pyrity: struska > 1kBq/kg	?	?
žárovzdorné hmoty	zirkoniové minerály: 5 kBq/kg U, 1 kBq/kg Th	možné (zevní gama, inhalace ve výrobních prostorech)	možné (nevhodná regulace odpadů na skládky)
uhelný prach a popílek, popel z topné rašeliny	popílek 0,2-10 kBq/kg popel z topné rašeliny až 100 kBq/kg	nepravděpodobné	možné (využití popílku jako stavebního materiálu)
slitiny magnezium/thorium	Až 4 % Th v konečné slitině 20 % Th v předslitině	možné (prach a dým)	možné (nevhodná regulace odpadů na skládky)
vzácné zeminy: např. zpracování monazitových písků	až 10 kBq/kg uranu až 1000 kBq/kg Th	možné (zevní gama, inhalace)	možné (nevhodná regulace odpadů na skládky)
naftový a plynový průmysl	Rádium v nánosech (typicky 1-100 kBq/kg, až 4000 kBq/kg), také výskyt Th	možné (zevní gama, inhalace v případech rozptýlu při nehodě)	možné při nevhodné regulaci skladování
thoriové svařovací elektrody, plynové punčošky	thoriové svařovací elektrody. Až 50 kBq/kg Th plyn. Punčošky: kysličník thoria 95 %	možné (inhalace prachu a dýmu při svařování, broušení)	možné (nevhodná regulace odpadů na skládky)
přírodní kameny	žuly, černé břidlice, tufy (1-5 kBq/kg)	možné (zevní gama)	možné (při použití jako stavebního materiálu)

Tabulka 1: Vybrané činnosti spojené s vyšší koncentrací přírodních radionuklidů – pokračování (18)

Pracovní činnost	Radionuklidy a typické měrné aktivity	Profesionální expozice nad 1 mSv	Významnější expozice jednotlivců z obyvatelstva
výroba spec. kovů (tavírny, hutě)	cínová ruda: <1kBq/kg U, Th, tavení olova/vismutu (10-100 kBq/kg, <sup>210</sup> Bi/ <sup>210</sup> Po), bauxit: <1kBq/kg U, Th, pyrochlor, columbit (Fe-Nb): <2kBq/kg Th, (aktivity se koncentrují ve strusce a prachu)	možné (zevní gama, inhalace ve výrobních prostorech)	možné (atmosférické výpusti, těkavé materiály <sup>210</sup> Pb, <sup>210</sup> Po, použití odpadů)
slévárenské pisky	zirkoniové pisky (1-5 kBq/kg) monazitové pisky (až 1000 kBq/kg)	možné (vdechování prachu s <sup>210</sup> Po, <sup>210</sup> Pb)	možné (nevhodná regulace odpadů na skládky)

Mezi další známé činnosti, kdy dochází k uvolňování přírodních radionuklidů do životního prostředí, se řadí těžba a spalování uhlí, ropy a zemního plynu, dále použití fosfátových hnojiv a využívání vedlejších produktů (druhotných surovin) při výrobě stavebních materiálů. Při těžbě uhlí dochází v důsledku důlní činnosti k úniku radonu do atmosféry. Průměrná roční individuální efektivní dávka obyvatelstvu je nepatrná, je odhadována na 1 nSv. Při spalování uhlí v tepelných elektrárnách dochází k významné koncentraci přírodních radionuklidů v popílku.

UNSCEAR (17) uvádí průměrné hodnoty měrných aktivit přírodních radionuklidů v popílku 265 Bq/kg pro <sup>40</sup>K, 200 Bq/kg pro <sup>238</sup>U, 240 Bq/kg pro <sup>226</sup>Ra, 930 Bq/kg pro <sup>210</sup>Pb, 1700 Bq/kg pro <sup>210</sup>Po, 70 Bq/kg pro <sup>232</sup>Th, 110 Bq/kg pro <sup>228</sup>Th, 130 Bq/kg pro <sup>228</sup>Ra. Na efektivní dávce obyvatelstvu se podílejí inhalace prachových částic asi 70 %, zbytek připadá na zevní ozáření ze spadu a ingesci radionuklidů deponovaných na rostlinách. Průměrná roční kolektivní efektivní dávka vztážená na výkon elektrárny se uvádí kolem 0,5 Sv/GW pro moderní elektrárny s odlučovači popílku a 6 Sv/Gw pro elektrárny bez odlučovačů (pro hustě obydlené oblasti Číny však až 50 Sv/GW).

Průměrná individuální efektivní dávka pro obyvatele Země je odhadována na 2 μSv, v blízkosti elektráren řádově vyšší. Podobně při používání uhlí k lokálnímu vytápění dochází k lokálnímu uvolňování radionuklidů do ovzduší měst a obcí.

O této expozici neexistuje příliš mnoho údajů, individuální dávky se odhadují na 0,4-8  $\mu\text{Sv}$  ročně. (18)

Podobně se odhadují individuální dávky ze spalování ropy (10 nSv/rok) a zemního plynu (1 nSv/rok). Z uvedeného je patrné, že expozice obyvatelstva těmito cestami má na celkové ozáření (proti radonu v budovách) zanedbatelný podíl. Jako zajímavost je ovšem vhodné připomenout, že radioaktivita uvolněná tepelnou elektrárnou jadernou za normálního provozu.

Druhým příkladem je těžba a zpracování fosfátových rud. Fosfáty sedimentárního původu vykazují někdy koncentrace  $^{238}\text{U}$  (a jeho produktů přeměny) větší než 1 kBq/kg. Fosfáty jsou využívány k výrobě fosfátových hnojiv, kyseliny fosforečné, fosfátových detergentů aj. Vedlejším produktem je např. fosfosádra. Únik přírodních radionuklidů do atmosféry při zmíněné výrobě může způsobit obyvatelstvu v okolí závodu individuální dávky desítky Únik přírodních radionuklidů do atmosféry při zmíněné výrobě může způsobit obyvatelstvu v okolí závodu individuální dávky v řádu desítek  $\mu\text{Sv}$  ročně, únik odpadních látek do vod může představovat individuální dávky při konzumaci ryb desítky až stovky  $\mu\text{Sv}$  ročně.

Použití fosfátových hnojiv (10-100 kg na hektar/rok v USA) způsobuje vyšší koncentrace přírodních radionuklidů v půdě, avšak celková individuální dávka z přestupu do potravin a zevního ozáření při práci je malá, odhaduje se na 2  $\mu\text{Sv}$  ročně. Dalším příkladem je využití druhotných surovin (popílku, škváry, fosfosádry) při výrobě stavebních materiálů (plynosilikáty, cementy, beton škvárobeton apod.). V některých byly zjištěny vysoké koncentrace radionuklidů uran-radiové přeměnové řady (1-10 kBq/kg). Při pobytu osob v budovách postavených z těchto materiálů se roční efektivní dávky ze zevního ozáření pohybují na úrovních 0,1-10 mSv ročně, z radonu uvolňovaného z tohoto materiálu na úrovních 1-10 mSv. Je zřejmé, že tato expoziční cesta je z popsáných nejzávažnější. (18)

### 1.6.3 Umělé radionuklidy a jejich výroba

Pro potřeby současné vědy a techniky, průmyslu a zdravotnictví zdaleka nevystačíme s radionuklidy přírodního původu. Přírodní radionuklidy  $^{235}\text{U}$  a  $^{238}\text{U}$  jsou však základem štěpných atomových reaktorů a na nich založené jaderné energetiky. Musíme tedy radionuklidy vyrábět uměle. (16)

#### VÝROBA RADIONUKLIDŮ V REAKTORU

Radionuklidy, které se uvolňují do životního prostředí z jaderného reaktoru, mohou vznikat nejen v jaderných elektrárnách, ale také ve výzkumných reaktorech (Ústav jaderného výzkumu v Řeži). V obou našich jaderných elektrárnách (Temelín i Dukovany) je instalován tlakovodní reaktor (VVER).

Při výrobě energie jaderným reaktorem vznikají radionuklidy:

- štěpením v palivu - **štěpné produkty**
- aktivací neutrony v palivu samém, v pokrytí paliva, v konstrukčním materiálu i v chladivu primárního okruhu - **aktivační produkty**.

Do chladiwa primárního okruhu se dostávají radionuklidy různými cestami - aktivací paliva, difusí štěpných produktů netěsnostmi v palivu a korozi konstrukčního materiálu a pokrytí článků. Všechny reaktory mají systémy pro záchyt radionuklidů v plynné nebo kapalné formě. Obsah radionuklidů v primárním okruhu se kontinuálně nebo diskontinuálně měří a je jedním z ukazatelů podléhajícím kontrole. Složení radionuklidů v primárním okruhu vypovídá zejména o možných netěsnostech paliva, netěsnosti jsou signalizovány převážně radioizotopy jódu. Radionuklidy v primárním okruhu jsou zdrojem externího a potenciálně i vnitřního ozáření pracovníků a prostřednictvím výpustí jsou zdrojem ozáření obyvatelstva. (19)

Obsah radionuklidů (štěpných produktů) v reaktoru se nazývá **inventář reaktoru**. Ten je závislý na typu reaktoru, typu paliva a jeho stupni vyhoření. Inventář kteréhokoliv ze štěpných produktů lze pro daný typ paliva a reaktoru vypočítat pro

jakýkoliv čas, po němž reaktor pracuje. Ve vyhořelém palivu, chlazeném nejdříve v bazénu vyhořelého paliva, se pak stávají dominantní dlouhodobé radionuklidy. K celkovému inventáři aktivity radionuklidů přispívají i aktivační produkty, jejichž aktivita i složení závisí na složení konstrukčního materiálu a chladicího média v primárním okruhu. Inventář štěpných produktů je samozřejmě vyšší než inventář aktivačních produktů, ovšem s přihlédnutím k původu vzniku aktivačních produktů tyto produkty v kapalných i vzdušných výpustech obvykle převažují. Do aerosolových výpustí se dostávají v důsledku netěsností a následných odkapů z primárního okruhu nebo při mechanických údržbářských a opravářských pracích. (19)

Obecně jsou do ovzduší vypouštěny štěpné produkty ve formě vzácných plynů (izotopy kryptonu a xenonu), dále některé aktivační produkty ve formě vzácných plynů (uhlík  $^{14}\text{C}$ , dusík  $^{16}\text{N}$ , síra  $^{35}\text{S}$ , argon  $^{41}\text{Ar}$ , selen  $^{75}\text{Se}$ , astat  $^{76}\text{As}$ ), tritium, radioizotopy jódu v plynných formách a ve formě aerosolu, v aerosolových formách štěpné a aktivační produkty a ve velmi malých aktivitách (relativně k ostatním aerosolovým výpustem) i transurany. Při běžném dělení vypouštěných radionuklidů na aktivační a štěpné je třeba brát v úvahu i takové radionuklidy, které jsou produktem obou procesů, jako například cesium  $^{134}\text{Cs}$ , které vzniká aktivací  $^{133}\text{Cs}$ , které je dále konečným produktem řady india  $^{133}\text{In}$  vzniklé štěpením (v této řadě se vyskytuje také jód  $^{133}\text{I}$  a xenon  $^{133}\text{Xe}$ ). (19)

Do hydrosféry je vypouštěno zejména tritium, dále pak aktivační a případně i štěpné produkty.

Mezi radionuklidy, které jsou vypouštěny do ovzduší, patří především radioaktivní vzácné plyny vzniklé štěpením. Existuje nejméně 9 radioizotopů kryptonu a 11 radioizotopů xenonu. Většina z nich má krátký poločas přeměny (sekundy až minuty) a stačí se rozpadnout dříve, než mohou difundovat z paliva ven. Část radioaktivních vzácných plynů se difusí dostane mezi palivo a jeho pokrytí, kde tvoří tlak. Pokud se v palivu objeví netěsnost, vzácné plyny se dostávají do chladiwa primárního okruhu. Uvolňování plynů z primárního okruhu u tlakovodních reaktorů (PWR) probíhá kontinuálně, kvůli kontrole chemického složení a čištění vody. Tyto plynné výpusti jsou

pak vedeny přes filtry a zpoždovací linky, takže aktivity výpustí ve ventilačním komíně se značně sníží o aktivitu krátkodobých radionuklidů. U reaktorů BWR jsou tyto procesy jiné, u starších typů reaktorů jsou výpusti vzácných plynů vyšší. (19)

Významnou část plynných výpustí u některých typů jaderných elektráren tvoří **argon**  $^{41}\text{Ar}$ , který vzniká reakcí  $(n, \gamma)$  na stabilním  $^{40}\text{Ar}$ , který je obsažen normálně ve vzduchu. Do primárního okruhu se dostává zejména jako nečistota dusíku, používaného pro tlakování vody. reakcí  $(n,p)$  vzniká dusík  $^{16}\text{N}$ , který má poločas přeměny 7 sekund. Tento je významný zejména z hlediska externího ozáření pracovníků přímo v jaderné elektrárně. (19)

**Tritium** vzniká ternárním štěpením jaderného paliva a neutronovou aktivací boru v primárním okruhu (nejvýznamnější z hlediska ochrany před zářením), v některých typech jaderných elektráren také aktivací lithia. U reaktorů HWR (reaktory používající jako moderátoru i chladiva těžkou vodu) vzniká tritium aktivací deuteria a výpusti tritia do životního prostředí jsou, narozdíl od ostatních typů reaktorů, vážným problémem. (19)

**Radioizotop uhlíku**  $^{14}\text{C}$  vzniká u lehkovodních i těžkovodních reaktorů reakcí  $(n,\alpha)$  na jádrech kyslíku  $^{17}\text{O}$  přítomného v oxidech v palivu a na jádrech kyslíku  $^{17}\text{O}$  přítomného v moderátoru. Dále vzniká reakcí  $(n,p)$  na jádrech dusíku  $^{14}\text{N}$ , který je přítomný v palivu jako nečistota a nachází se také v primárním okruhu. Dalším zdrojem je ternární štěpení.

**Radioizotopy jódu** vznikají v procesu štěpení. Z hlediska ochrany před zářením jsou významné:

- $^{129}\text{I}$  - poločas přeměny  $1,6 \cdot 10^7$  let
- $^{131}\text{I}$  - poločas přeměny 8,4 dne
- $^{132}\text{I}$  - poločas přeměny 2,3 hodiny
- $^{133}\text{I}$  - poločas přeměny 21 hodin
- $^{134}\text{I}$  - poločas přeměny 53 minut
- $^{135}\text{I}$  - poločas přeměny 6,6 hodiny

Tyto izotopy se ve výpustích vyskytují v plynných formách (elementární jód, organický jód) a ve formě aerosolu. Kromě jódu  $^{129}\text{I}$  mají všechny radioizotopy relativně krátké poločasy přeměny, jejich aktivita ve výpustích závisí na počtu netěsností v palivových článcích a na rychlosti úniku chladiva z primárního okruhu jsou proto významné z hlediska ozáření personálu jaderné elektrárny. Pro ozáření obyvatelstva v okolí je významný zejména jód  $^{131}\text{I}$ , protože při případném úniku se může dostat do potravinového řetězce. Jód  $^{129}\text{I}$  je vypouštěn ve velmi malých množstvích a přispívá do tzv. globální kolektivní dávky. (19)

Ve formě aerosolů se vyskytují radionuklidy, které vznikly přímo jako produkt štěpení, nebo rozpadem vzácných plynů vzniklých štěpením. Další radionuklidy vznikají aktivací materiálů přítomných v primárním okruhu buď jako příměs nebo uvolněných korozí konstrukčních materiálů. Aerosoly se utváří při únicích netěsnosti primárního okruhu nebo při údržbě a opravách aktivovaných částí primárního okruhu. Vzduch, odváděný ventilačními systémy z prostor, kde se radioaktivní aerosoly tvoří, je kontinuálně čištěn mocnými filtračními systémy, v nichž je velká část aerosolů, zejména tvořených částicemi o větších rozměrech, zachycena. Výpusti aerosolů jsou obecně velmi nízké a radionuklidové složení je unikátní pro každou elektrárnu. (19)

V jaderných elektrárnách typu VVER se nachází obvykle následující spektrum radionuklidů:  $^{51}\text{Cr}$ ,  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{59}\text{Fe}$ ,  $^{57}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{76}\text{As}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{95}\text{Zr}$ ,  $^{95}\text{Nb}$ ,  $^{103}\text{Ru}$ ,  $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{124}\text{Sb}$ ,  $^{125}\text{Sb}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{140}\text{Ba}$ ,  $^{140}\text{La}$ ,  $^{141}\text{Ce}$ ,  $^{144}\text{Ce}$ ,  $^{181}\text{Hf}$ ,  $^{182}\text{Ta}$ . (19)

#### 1.6.4 Některé nejdůležitější radionuklidy

Z velkého množství radionuklidů (nyní je jich známo více než 1400) se některé vyskytují v přírodě, většina je však vyráběna uměle. Zde se stručně seznámíme s některými radioisotopy obzvláště zajímavými či důležitými pro praktické aplikace. Několik nejzákladnějších si vyjmenujeme zvláště, další častěji používané radionuklidy jsou uvedeny níže v tabulce.

Pomineme-li volný neutron (který je  $\beta$ -radioaktivní  $n^0 \rightarrow p^+ + e^- + \nu$  s poločasem cca  $\approx$  13 min), je nejlehčím radionuklidem **tritium**  $^3\text{H}$ , což je čistý beta-zářič s poločasem rozpadu 12,3 roku. V přírodě se vyskytuje jako kosmogenní radionuklid, uměle se vyrábí pro řadu aplikací v biologii a medicíně.

Z dalších lehkých radionuklidů je velmi důležitý zvláště **uhlík**  $^{14}\text{C}$ , což je rovněž čistý beta-zářič s poločasem rozpadu 5730 let. V přírodě se vyskytuje jako kosmogenní radionuklid (je na něm založena radiokarbonová metoda určování stáří archeologických předmětů) a podobně jako tritium se vyrábí uměle pro mnohé aplikace, zvláště biologické, např. stopovací metody.

Hlavním faktorem rozhodujícím o významu a použití radionuklidů je poločas rozpadu. Naprostá většina významných radionuklidů, majících uplatnění ve vědě a technice či průmyslu, mají dostatečně **dlouhý poločas rozpadu** - měsíce, roky, desítky let i více, což umožňuje jejich dlouhodobé používání především ve formě **uzavřených zářičů**.

Výjimkou jsou některé **krátkodobé radionuklidy** používané v **nukleární medicíně**, které díky svým chemickým a farmakokinetickým vlastnostem nacházejí uplatnění v radionuklidové diagnostice či terapii ve formě **otevřených zářičů** - značených **radiofarmak**, aplikovaných přímo do organismu (většinou intravenózně či perorálně). Zde může být krátký poločas rozpadu naopak výhodou z hlediska radiační zátěže organismu. Několik těchto radioisotopů zde i v tabulce postupně uvedu.



Z oblasti lehkých radionuklidů do této skupiny patří krátkodobé **pozitronové** radionuklidy: uhlík  $^{11}\text{C}$  ( $T_{1/2}=20,4$  min), dusík  $^{13}\text{N}$  ( $T_{1/2}=10$  min), kyslík  $^{15}\text{O}$  ( $T_{1/2}=122$  sec) a především **fluor**  $^{18}\text{F}$  ( $T_{1/2}=110$  min), který se ve formě  $^{18}\text{F}$ -deoxyglukózy vycytá a hromadí zvláště v nádorových tkáních, které se pak na základě koincidenční detekce anihilačního záření gama 511 keV zobrazují pomocí **pozitronové** emisní tomografie.

**Draslík**  $^{40}\text{K}$  je všeobecně rozšířeným přírodním (primárním) radionuklidem s velice dlouhým poločasem rozpadu  $1,26 \cdot 10^9$  roků. Ze středně těžkých radionuklidů je využíván zvláště **kobalt**  $^{60}\text{Co}$  ( $T_{1/2}=5,27$  let) jako zdroj tvrdého záření gama 1173+1332 keV pro radioterapii, defektoskopii a další technické aplikace. Někdy se používá i  $^{57}\text{Co}$  jako zdroj měkkého záření gama 122+136 keV; oba tyto radionuklidy se též využívají jako etalonové zářiče. (16)

Pro nukleární medicínu je vůbec nejdůležitějším radionuklidem metastabilní **technecium**  $^{99\text{m}}\text{Tc}$  ( $T_{1/2}=6$  hodin), které je **čistým zářičem gama** ( $E_{\gamma}=140$  keV) a získává se beta-rozpadem molybdenu  $^{99}\text{Mo}$  ( $T_{1/2}=66$  hod.) v tzv. generátoru. Techneciová radiofarmaka nacházejí uplatnění při statické i dynamické **scintigrafii** ledvin, jater, plic, srdce, mozku a dalších orgánů, jakož i v nádorové diagnostice. (16)

**Radiojód**  $^{131}\text{I}$  ( $T_{1/2}=6$  hodin,  $\beta^-$  s max. energií 606 keV, hlavní energie  $\gamma$  364 keV) má v nukleární medicíně klíčový význam pro diagnostiku a terapii onemocnění štítné žlázy. Pro in vitro radioimunoanalýzu se pak používá **radiojód**  $^{125}\text{I}$  ( $T_{1/2}=6$  hodin, EC, X 27+31 keV,  $\gamma$  35 keV).

Jedním z nejznámějších a nejpoužívanějších radionuklidů je **cesium**  $^{137}\text{Cs}$  ( $T_{1/2}=30,17$  let). Je to  $\beta^- + \gamma$  zářič s jedinou energií záření gama 662 keV. Používá se jako hlavní **etalon** pro gama-spektroskopii, dále k ozařování v radioterapii, v defektoskopii a v řadě měřících a technických aplikací.

Dalším těžším radionuklidem často využívaným jako gama-zářič je **iridium**  $^{192}\text{Ir}$  ( $T_{1/2}=74,2$  dne, rozpadá se z 99,5 %  $\beta^-$  rozpadem a z 4,5 % elektronovým záchytem), které emituje řadu linií záření gama v rozmezí 296-1380 keV s výraznými píky 316 keV, 468 keV. Používá se při defektoskopii a při brachyradioterapii.

Z těžkých jader **uranové** skupiny, které jsou všechny  $\alpha$ -radioaktivní, jsou důležité zvláště následující **přírodní** (primární) radionuklidy:

**Thorium**  $^{232}\text{Th}$  ( $T_{1/2}=1,39 \cdot 10^{10}$  let) patří k nejrozšířenějším přírodním radionuklidům obsaženým v horninách zemské kůry (spolu s  $^{40}\text{K}$ ).

**Uran**  $^{235}\text{U}$  ( $T_{1/2}=7,1 \cdot 10^8$  let) je důležitým **štěpným materiálem**, při jehož štěpení v jaderných reaktorech se získává velké množství energie v jaderných elektrárnách; jaderné reaktory slouží též jako mohutný **zdroj neutronů** pro řadu aplikací jaderné fyziky a chemie.

**Uran**  $^{238}\text{U}$  ( $T_{1/2}=4,51 \cdot 10^9$  let) je díky delšímu poločasu nejrozšířenějším druhem uranu v přírodě. Lze jej rovněž využít jako štěpný materiál, avšak ne přímo, ale přes plutonium, které v atomovém reaktoru vzniká z  $^{238}\text{U}$  pohlcením neutronu.

Rozpadovými produkty těchto radionuklidů je řada dalších radioisotopů (tvoří tzv. **rozpadvé řady**), z nichž nejdůležitější je **radium**  $^{226}\text{Ra}$  ( $T_{1/2}=1602$  let), používané dříve např. v radioterapii. Rozpadem radia pak vzniká plynný radon  $^{222}\text{Rn}$ , významný z hlediska radioekologie.

Z nejtěžších jader skupiny **transuranů** mají praktické uplatnění tři radionuklidy: **Plutonium**  $^{239}\text{Pu}$  ( $T_{1/2}=2,44 \cdot 10^4$  let) je štěpným materiálem podobně jako  $^{235}\text{U}$ . **Americium**  $^{241}\text{Am}$  ( $T_{1/2}=458$  let) je  $\alpha+\gamma$  zářičem, často používaným jako etalon měkkého záření gama 59,6 keV, jako zdroj  $\alpha$  částic např. v ionizačních požárních hlásičích, ve směsi s beryliem za využití reakce ( $\alpha, n$ ) jako laboratorní zdroj neutronů.

**Kalifornium**  $^{254}\text{Cf}$  ( $T_{1/2}=60,5$  dní) se rozpadá především **spontánním štěpením** (jen 0,2 % probíhá rozpadem alfa), při němž jsou vyzařovány neutrony - využívá se proto jako intenzivní **neutronový zdroj**, např. pro neutronovou aktivační analýzu a pro protonovou záchytovou radioterapii. (16)

Tabulka 2: Nejčastěji používané radionuklidy (16). Barevným pozadím jsou označeny dvojice mateřský-dceřinný radionuklid používané v generátorech.

Radio nuklid	Poločas $T_{1/2}$	Způsob rozpadu	Energie [keV] $E_{\alpha}$ nebo $E_{\beta\max}$	Energie [keV] $E_{\gamma}$	Nejčastější způsob výroby	Použití
$^1_0\text{n}$	13 min	$\beta^-$	782	-	reaktor $^{235}\text{U}$ , $(\alpha, n)$	jaderná analýza
$^3_1\text{H}$	12,3 roku	$\beta^-$	18,6	-	$^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$	biologie
$^{14}_6\text{C}$	5730 roku	$\beta^-$	156		$^{14}\text{N}(n, p)^{14}\text{C}$	biologie analýza
$^{18}_9\text{F}$	110 min.	$\beta^+$ (97 %) EC (3 %)	633	511 (194 %) (anihilace)	$^{18}\text{O}(p, n)^{18}\text{F}$	nukleární medicína
$^{32}_{15}\text{P}$	14,3 dne	$\beta^-$	1710	-	$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	nukleární medicína
$^{40}_{19}\text{K}$	$1,28 \cdot 10^9$ r	$\beta^-$ (89 %) EC (11 %)	1314	1460 (11 %)	přírodní radionuklid	isotop. datování
$^{51}_{24}\text{Cr}$	27,7 dne	EC	-	320 (9,8 %)	$^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$	nukleární medicína
$^{57}_{27}\text{Co}$	271 dnů	EC	-	14 (9 %) 122 (86 %) 136 (11 %) 692 (0,15 %)	$^{56}\text{Fe}(d, n)^{57}\text{Co}$ $^{56}\text{Fe}(p, \gamma)^{57}\text{Co}$ $^{55}\text{Mn}(\alpha, 2n)^{57}\text{Co}$	zdroj gama
$^{58}_{27}\text{Co}$	70,8 dne	$\beta^+$ , EC	-	511 (30 %) 810 (99 %) 865 (1,5 %) 1670 (0,6 %)	$^{55}\text{Mn}(\alpha, n)^{58}\text{Co}$	biologie, nukleární medicína
$^{60}_{27}\text{Co}$	5,271 roku	$\beta^-$	310 (99,88 %) 1480 (0,12 %)	1173 (100 %) 1332 (100 %)	$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	zdroj gama
$^{67}_{31}\text{Ga}$	3,26 dne	EC	-	93 (40 %) 184 (20 %) 300 (17 %) 393 (5 %)	$^{68}\text{Zn}(p, 2n)^{67}\text{Ga}$	nukleární medicína
$^{68}_{31}\text{Ga}$	68 min.	$\beta^+$ (89 %) EC (11 %)		511 (178 %) (anihilace)	$^{68}\text{Zn}(p, n)^{68}\text{Ga}$	nukleární medicína
$^{81}_{37}\text{Rb}$	4,6 hod.	EC	-	190 (66 %) 446 (19 %)	$^{79}\text{Br}(\alpha, 2n)^{81}\text{Rb}$	generátor $^{81\text{m}}\text{Kr}$
$^{81\text{m}}_{36}\text{Kr}$	13 sec.	IT	-	190 (67 %)	$^{81}\text{Rb} \rightarrow ^{81\text{m}}\text{Kr}$	scinti grafie plic
$^{90}_{38}\text{Sr}$	28,8 let	$\beta^-$	546	-	$^{235}\text{U}(n, f)^{90}\text{Sr}$	
$^{90}_{39}\text{Y}$	64 hod.	$\beta^-$	2280	-	$^{90}\text{Sr} \rightarrow ^{90}\text{Y}$ $^{89}\text{Y}(n, \gamma)^{90}\text{Y}$	nukleární medicína

Tabulka 2: Nejčastěji používané radionuklidy (16). Barevným pozadím jsou označeny dvojice mateřský-dceřinný radionuklid používané v generátorech – pokračování.

Radio nuklid	Poločas $T_{1/2}$	Způsob rozpadu	Energie [keV] $E_{\alpha}$ nebo $E_{\beta\max}$	Energie [keV] gama $E_{\gamma}$	Nejčastější způsob výroby	Použití
<sup>99</sup> Mo <sub>42</sub> ↓↓↓↓↓	66 hod. ↓↓↓↓↓	$\beta^{-}$ ↓↓↓↓↓	436 (17 %) 1214 (83 %)	140 (6 %) 181 (7 %) 740 (13 %) 778 (5 %)	<sup>98</sup> Mo(n, $\gamma$ ) <sup>99</sup> Mo <sup>235</sup> U(n,f) <sup>99</sup> Mo	generátor <sup>99m</sup> Tc ↓↓↓↓↓
<sup>99m</sup> Tc <sub>43</sub>	6 hod.	IT	-	140 (90 %)	<sup>99</sup> Mo $\rightarrow$ <sup>99m</sup> Tc	scintigrafie
<sup>111</sup> In <sub>49</sub>	2,8 dne	EC	-	171 (90 %) 245 (94 %)	<sup>111</sup> Cd(p,n) <sup>111</sup> In	nukleární medicína
<sup>123</sup> I <sub>53</sub>	13,2 hod.	EC	-	K $_{\alpha}$ 27 (71 %) K $_{\beta}$ 31 (16 %) 159 (83 %)	<sup>121</sup> Sb( $\alpha$ ,2n) <sup>123</sup> I	nukleární medicína
<sup>125</sup> I <sub>53</sub>	60 dní	EC	-	K $_{\alpha}$ 27 (112 %) K $_{\beta}$ 31 (25 %) 35 (6,5 %)	<sup>124</sup> Xe(n, $\gamma$ ) <sup>125</sup> Xe ↓ <sup>EC</sup> <sup>125</sup> I	nukleární medicína (RIA)
<sup>131</sup> I <sub>53</sub>	8,04 dne	$\beta^{-}$	334 (7,5 %) 606 (90 %)	80 (2,5 %) 284 (6 %) 364 (81 %) 637 (7 %) 723 (2 %)	<sup>130</sup> Te(n, $\gamma$ ) <sup>131</sup> Te <sup>235</sup> U(n,f) <sup>131</sup> Te $\beta^{-}$ (25 min): <sup>131</sup> Te $\rightarrow$ <sup>131</sup> I	nukleární medicína
<sup>133</sup> Xe <sub>54</sub>	5,3 dne	$\beta^{-}$	346	K $_{\alpha}$ 31 (39 %) K $_{\beta}$ 35 (9 %) 81 (37 %)	<sup>235</sup> U(n,f) <sup>133</sup> Xe	nukleární medicína
<sup>137</sup> Cs <sub>53</sub>	30 roků	$\beta^{-}$	1176	K $_{\alpha}$ 32 (6 %) K $_{\beta}$ 36 (1,5 %) $\gamma$ 662 (85 %)	<sup>235</sup> U(n,f) <sup>137</sup> Cs	zdroj gama
<sup>192</sup> Ir <sub>77</sub>	74,2 dne	$\beta^{-}$ (95 %) EC (5 %)	240 (8 %) 536 (41 %) 672 (46 %)	296 (29 %) 308 (30 %) 317 (81 %) 468 (49 %) 604 (9 %) 612 (6 %)	<sup>191</sup> Ir(n, $\gamma$ ) <sup>192</sup> Ir <sup>192</sup> Os(d,2n) <sup>192</sup> Ir	zdroj gama
<sup>201</sup> Tl <sub>81</sub>	73 hod.	EC	-	K $_{\alpha}$ 70 (74 %) K $_{\beta}$ 80 (21 %) 135 (2,6 %) 167 (9 %)	<sup>203</sup> Tl(p,3n) <sup>201</sup> Pb ↓ <sup>EC</sup> <sup>201</sup> Tl	nukleární medicína
<sup>226</sup> Ra <sub>88</sub>	1602 roků	$\alpha$	4782	186 (4 %)	přírodní radionuklid	zdroj alfa
<sup>232</sup> Th <sub>90</sub>	1,41 · 10 <sup>10</sup> roků	$\alpha$	4011		přírodní radionuklid	potenciální jaderné palivo

Tabulka 2: Nejčastěji používané radionuklidy (16). Barevným pozadím jsou označeny dvojice mateřský-dceřinný radionuklid používané v generátorech – pokračování.

Radio nuklid	Poločas $T_{1/2}$	Způsob rozpadu	Energie [keV] $E_{\alpha}$ nebo $E_{\beta_{\max}}$	Energie [keV] gama $E_{\gamma}$	Nejčastější způsob výroby	Použití
$^{235}\text{U}_{92}$	$7,1 \cdot 10^8$ roků	$\alpha$	4580	143 (11 %) 185 (54 %) 204 (5 %)	přírodní radionuklid	štěpný materiál
$^{238}\text{U}_{92}$	$4,51 \cdot 10^9$ roků	$\alpha$	4195		přírodní radionuklid	jaderný reaktor
$^{239}\text{Pu}_{94}$	$2,44 \cdot 10^4$ roků	$\alpha$	5160		$^{238}\text{U}(n,\gamma)^{239}\text{U}$ $\rightarrow(\beta^-)^{239}\text{Np}_3$ $\rightarrow(\beta^-)^{239}\text{Pu}$	štěpný materiál
$^{241}\text{Am}_{95}$	458 roků	$\alpha$	5486	$L_{\alpha}$ 13,9 (14 %) $L_{\beta}$ 17,8 (20 %) $L_{\gamma}$ 20,8 (5 %) $\gamma$ 26,4 (3 %) $\gamma$ 59,6 (36 %)	$^{239}\text{Pu}(n,\gamma)^{240}\text{Pu}$ $(n,\gamma)^{241}\text{Pu}$ $\downarrow\beta^-$ $^{241}\text{Am}$	zdroj alfa a gama
$^{252}\text{Cf}_{98}$	2,65 roku	$\alpha$ (97 %)  spont. štěpení (3 %) $\rightarrow n$	$\alpha$ : 6119 (97 %) + štěpné fragm. + neutrony	-	$^{238}\text{U}, ^{239}\text{Pu}$ $(n,\gamma),(n,\gamma),\dots$ $\dots,(n,\gamma),\dots\beta^- \dots$ $\downarrow$ $^{252}\text{Cf}$	zdroj neutronů

## **2 CÍLE PRÁCE A HYPOTÉZA**

### **2.1 CÍLE PRÁCE**

Analyzovat stávající metody měření a ověřit možnost využití přenosného scintilačního spektrometru Inspector 1000, který má, na rozdíl od v současnosti používaného přístroje FH40G-10, spektrometrické vlastnosti a vzhledem k jeho konstrukci i rychlejší odezvu měření.

### **2.2 HYPOTÉZA**

Přenosný přístroj Inspector 1000 dosahuje lepších výsledků v porovnání se současně používaným měřičem dávkového příkonu FH40G-10.

## 2.3 POPIS METODIKY

### 2.3.1 Popis a technická specifikace přístroje FH40G

Přístroj FH40G může být použit v režimu měření dávkového ekvivalentu v prostředí nebo v režimu čítače. Standardním režimem je režim měření příkonu. V režimu čítače jsou počítány pulsy vyvolané v rozmezí předvolené doby měření. Z těchto hodnot je vypočten a zobrazen dávkový příkon. Vypočtené a zobrazované hodnoty měření zahrnují: příkon dávkového ekvivalentu, průměrnou hodnotu příkonu dávkového ekvivalentu, maximální příkon dávkového ekvivalentu a celkovou ekvivalentní dávku. Naměřené hodnoty mohou být uloženy v přístroji a poté přes infračervený port za pomoci speciálního kabelu přeneseny do PC k dalšímu zpracování.



Obrázek 8: FH40G (23)

Přístroj FH40G je vyráběn v 5-ti modifikacích, z nichž jsou na ETE používány dvě s označením FH40G a FH40G-10. Vybrané specifikace přístrojů jsou uvedeny v Tab. 3.

Tabulka 3: Technické specifikace FH40G/FH40G-10L (23)

Měřená proměnná	FH40G	FH40G-L	FH40G-L	FH40G-10	FH40G-10L
	Dávkový příkon ekvivalentní fotonům [H <sub>x</sub> ] [x]			Dávkový příkon prostředí [H <sup>+</sup> ] *(10)] [* (10)]	
Rozsah měření	10 nSv/h – 1 Sv/h	10 nSv/h – 100 mSv/h		10 nSv/h – 1 Sv/h	10 nSv/h – 100 mSv/h
Kapacita přetížení	přechodně, min. při 50 Sv/h				
Efekt	Chyba vyvolaná po přechodném radiačním šoku ozářením s max. 50 Sv/h (DIN 6818 ) je zanedbatelná.				
Rozsah energií	36 keV - 1.3 MeV			33 keV - 3 MeV	
Úhlová závislost	Méně než 20 % při úhlu dopadu od – 75° do + 75° s ohledem na podélnou osu přístroje.				
Chyba odečtu	Typicky < 5 %, max. 20 %; při záření <sup>137</sup> Cs ( E = 662 keV )				
Rozměry	195 mm x 73 mm x 42 mm				
Váha	Přibližně 410 g (bez baterií)				
Barva	Šedá				
Kryt přístroje	Polykarbonát (Makrolon)				
Klasifikace ochrany	IP 67 (vodotěsný do hloubky 1 m)				
Baterie	2 AA/ LR6 baterie podle IEC86-2 (1.5 V) or 2 Lithium baterie 1.5 V				
Provozní životnost baterií	>250 h (AA/ LR6 baterie) > 500 h (Lithium baterie, FR6) > 4000 h v režimu hotovosti				
Teplota prostředí	-30 °C ... +55 °C				
Teplotní závislost	< 20 % to DIN 6818				
Teplota skladování	-40 °C ... +70 °C				
Atmosférický tlak	300 hPa ... 1300 hPa				
Relativní vlhkost	10 % ... 95 %				
Typ detektoru	Proporcionální trubice				
Citlivost detektoru	2.0 Imp/s per µSv/h				
Rozměry detektoru	25 mm; Ø 25.8 mm délka				
Umístění detektoru	Střed označený rohem trojúhelníku na horní straně přístroje a čtvercovou značkou na čele přístroje.				
Akustický signál	85 db(A) ve vzdálenosti 30 cm				
Alarm dáv. příkonu	Přerušovaný výstražný tón, blikající symbol a "DOSE" na displeji automatická výstraha každých dalších 40 vteřin po překročení.				
Alarm dávky	Přerušovaný výstražný tón, blikající symbol a "DOSE" na displeji automatická výstraha každých dalších 40 vteřin po překročení.				
Zobrazení měřené hodnoty	<ul style="list-style-type: none"> <li>• LCD s poosvětlením</li> <li>• Hodnota na displeji jako desetinné číslo o 3 digitech s příslušnými fyzikálními jednotkami</li> <li>• Analogový displej, logaritmičká stupnice s rozsahem 3 dekád.</li> <li>• Automatický výběr rozsahu</li> </ul>				



### 2.3.2 Popis a technická specifikace přístroje Inspector 1000



Obrázek 9: Inspector 1000 (24)

Přístroj InSpector 1000 je digitální, mnohokanálový, přenosný analyzátor s jednoduchým ovládním vhodný pro:

- civilní ochranu
- celní a hraniční kontroly
- práce s odpadem ( se šrotem)
- dozimetrické aplikace, které vyžadují výsledky s uvedením specifických izotopů
- rychlá a rozsáhlá šetření v prostředí (In Situ měření)
- léčebné a proti proliferaci zaměřené postupy
- sledování jaderných transportů

Přístroj InSpector 1000 může být použit pro všechny „terénní“ aplikace vyžadující měření dávky a četnosti impulzů, vyhledávání zdrojů, identifikaci nuklidů měřením jejich aktivity, nabírání a analýzu spekter. Všechny tyto režimy provozu jsou jednoduše volitelné jediným dotekem.(21)

InSpector 1000 poskytuje výsledky, nejen údaje! Nepřetržitě aktualizuje informace o radiačním riziku: identifikované nuklidy, aktivita nuklidů nebo dávkový příkon.

Přístroj InSpector 1000 poskytuje pružnou pro aplikaci specifickou odpověď možností pracovat se sondami/detektory různých velikostí a technologií. Zdroj vysokého napětí a předzesilovač jsou vestavěny do každé sondy.

Přístroj automaticky rozpozná každou z těchto inteligentních sond a vybírá pro tuto sondu s ní spojené kalibrace a další parametry.

Jasný barevný displej a dobře uspořádaných šest tlačítek dovoluje uživateli rychlý přístup ke všem režimům a přepnutí z jednoho režimu do druhého jediným stisknutím tlačítka! Dokonce i s rukama v rukavicích může uživatel namísto těchto tlačítek používat dotekovou obrazovku. Intuitivní uživatelské rozhraní (navádění uživatele při práci) zajišťuje nekonečnou pružnost v terénních aplikacích.

InSpector 1000 je jednoduše použitelný přístroj bez potřeby rozsáhlého zácviku a současně nabízí vysokou úroveň schopností spektrometrické analýzy pro speciální využití.

Jednoduchost použití jediného kliknutí maskuje výkonnost zpracování spekter zabudovanou do tohoto přístroje. Tento přístroj poskytuje úroveň výkonnosti dříve dostupnou pouze s vysoce sofistikovanými laboratorními systémy na bázi počítačů. Nabízí plný výkon časem prověřených algoritmů firmy Canberra pro zpracování spekter, minimalizuje indikace falešně pozitivních výsledků, přičemž zvyšuje citlivost pro nízkoaktivní stíněné zdroje ze směsí zářičů nebo přirozeně či úmyslně „skryté“ zdroje radioaktivního záření.

Kromě toho použití technologie zpracování digitálního signálu (Digital Signal Processing) v inteligentní sondě přístroje zvyšuje celkovou výkonnost přístroje v nabírání signálu (pro tvorbu spektra), přesnost, konzistenci a reprodukovatelnost.

Tabulka 4: Technická specifikace Inspector 1000 (20)

Detektor	Nal(Tl, GM GM TRUBICE – Integrovaný Gaiger – Müllerova trubice pro vysoké dávkové příkony (četnosti). Předzesilovač NaI – integrovaný v sondě.
Měřicí rozsah	10 nSv/h - 10 mSv/h (GM)
Energetický rozsah	50 keV – 3 MeV
Citlivost ( 1 $\mu$ Sv/h)	1300 imp/s
Rozměry (mm)	190x165x64
Hmotnost	2,4 kg
Baterie	Typ – Li baterie ze dvou kusů; s možností opakovaného nabíjení. Kapacita – 2,3 Amp.hod
Životnost baterií (h)	12
Provozní teplota	Rozsah: -10 až +55 °C
Vlhkost	Až do 80 % nekondenzující
Ráz (úder)	Konstrukce odolná proti rázu (nevztahuje se na detektor). Může odolat pádu z výšky 1 m na beton
Stupeň ochrany	Splňuje specifikace IP 54 (ochrana proti prachu a stříkající vodě)
SS	12 V, 2 A stejnosměrný výstup; universální adaptér s napájecím
Napájení/nabíjení	konektorem IEC 320
Displej	Barevný LCD panel se zadním osvětlením + dotekový panel. Rozlišení 320x240 pixel

### 2.3.3 Srovnávací měření

Bylo provedeno srovnávací měření mezi přístrojem FH40G-10 a přenosným spektrometrem Inspector 1000.

Vzhledem k tomu, že častým dopravním prostředkem k transportu lidí a materiálu do střeženého prostoru jaderné elektrárny jsou právě osobní a nákladní automobily, proto jsem jako modelovou situaci vybral příklad měření přítomnosti umělého radionuklidu v osobním automobilu. Podle výsledků měření chci prokázat dokonalejší výsledky měření přístrojem Inspector 1000 oproti výsledkům naměřeným přístrojem FH40G-10.

Simulované měření jsem provedl na nejběžnějším typu vozidla, který z nejvyšší četností vjíždí do areálu ETE, tj. osobním automobilu Škoda Fabia Combi. Jako referenční místo pro umístění měřících přístrojů bylo zvoleno místo uprostřed zadních sedaček osobního vozu, viz Obrázek 10, protože toto místo se nachází přibližně uprostřed osobního automobilu. Dále byly stanoveny měřící body: 1, 2 a 3, kdy měřící bod jedna byl stanoven na dně přihrádky spolujezdce. Měřící bod 2 na podlaze u řidičových nohou a měřící bod 3 uprostřed zavazadlového prostoru.

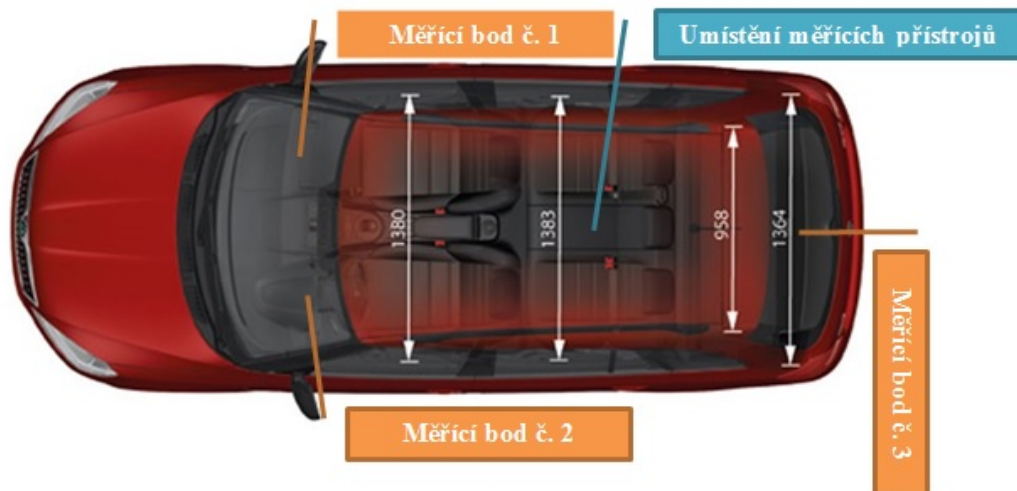
Vzdálenost od bodu 1 k referenčnímu místu tj. střed zadních sedaček je 135 cm, od bodu 2 je 120 cm a od bodu 3 rovných 90 cm. Zářiče  $^{137}\text{Cs}$  různých energií, viz Tabulka 5, byly postupně umísťovány do měřících bodů 1, 2, 3, viz Obrázek 10. V každém jednotlivém bodě probíhalo měření ať už změřením příkonu dávkového ekvivalentu oběma přístroji. Ale i nabírání energetického spektra přístrojem Inspector 1000 k prokázání nebo vyloučení přítomnosti daného typu radionuklidu. Doba nabírání spektra byla vzhledem k aktivitě použitého zářiče stanovena na 600 sekund.

Jak už bylo výše uvedeno, k realizaci měření jsem si vybral radionuklid  $^{137}\text{Cs}$ , a to z důvodu jeho výskytu v naprosté většině vzorků pocházejících z provozu primární části jaderné elektrárny.  $^{137}\text{Cs}$  je používán jako referenční radionuklid při většině měření prováděných přenosnými přístroji.

Z pohledu radiační ochrany hlediska patří izotopy cesia mezi potenciálně významné zdroje radiačního rizik. Jediným stabilním v přírodě se vyskytujícím izotopem cesia je  $^{133}\text{Cs}$ . Z celé řady jeho známých radioisotopů jsou nejvýznamnější  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$  a  $^{135}\text{Cs}$ , které vznikají s vysokým výtěžkem při štěpení těžkých jader. Vzhledem ke svým jaderným charakteristikám je z uvedených radioisotopů cesia je nejvýznamnějším  $^{137}\text{Cs}$ ,  $\beta^-$  zářič s poločasem radioaktivní přeměny 30,17 roků. Ten vzniká při štěpení jader  $^{235}\text{U}$  s výtěžkem 6,15 %.  $^{137}\text{Cs}$  se v 6,5 % případech emisí částice  $\beta^-$  s energií  $E_{\beta\text{max}} = 1,176 \text{ MeV}$  přeměňuje přímo na stabilní  $^{137}\text{Ba}$ .

V 93,5 % případech emituje při svém rozpadu částice  $\beta^-$  s energií pouze  $E_{\beta\text{max}} = 514 \text{ keV}$  a přeměňuje se na metastabilní  $^{137\text{m}}\text{Ba}$ , které dále deexcituje s poločasem radioaktivní přeměny 2,55 minuty emisí fotonu s energií 662 keV rovněž na stabilní  $^{137}\text{Ba}$ .  $^{134}\text{Cs}$ ,  $\beta^-$  zářič s poločasem radioaktivní přeměny 2,06 roku, se emisí částice  $\beta^-$  s energií  $E_{\beta\text{max}} = 662 \text{ keV}$  přeměňuje na stabilní  $^{134}\text{Ba}$ . Jeho význam je (vzhledem ke kratšímu poločasu radioaktivní přeměny a menším vznikajícím množstvím) menší, jeho vyšší hmotnostní aktivita však výrazně limituje možnost použití měření záření  $\beta^-$  pro stanovení  $^{137}\text{Cs}$ .

Isotop  $^{135}\text{Cs}$ , rovněž zářič  $\beta^-$ , nabývá vzhledem k svému dlouhému poločasu radioaktivní přeměny ( $T_{1/2} = 2 \cdot 10^6$  roků) významu pouze při úvahách o vlivu odpadů z jaderné energetiky na životní prostředí po době jejich skladování  $10^5 - 10^7$  roků. (22)



Obrázek 10: Schéma měřicích bodů

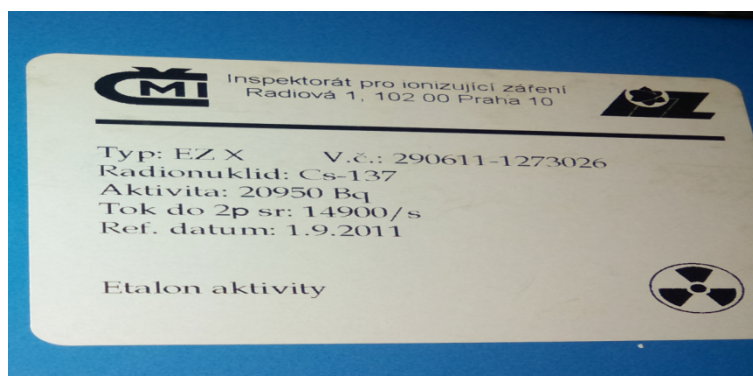
Tabulka 5: Zářiče použité k měření

Použité zářiče $^{137}\text{Cs}$	Počáteční aktivita (kBq)	Aktivita ke dni měření (kBq)
1	20,95	19,03
2	56,93	54,32
3	136,70	130,70
4	333	223,46
5	414,60	396,50
6 (primární medium 300 ml) $^{137}\text{Cs}$		340,7
7 (primární medium 300 ml) $^{134}\text{Cs}$		387,6

### 3 VÝSLEDKY

#### PRVNÍ MĚŘENÍ

- použit zářič  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 11, počáteční aktivita zářiče byla 20,950 kBq
- k datu měření tj. 9.11.2015 byla aktivita zářiče přepočtena s výsledkem 19,028 kBq
- referenční datum zářiče je 1.9.2011



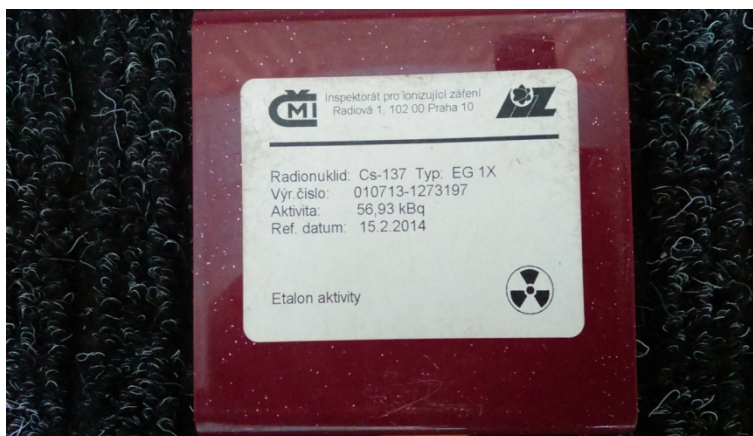
Obrázek 11: Foto použitého zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (ke dni měření 19,028 kBq)

Tabulka 6: Výsledky měření zářiče  $^{137}\text{Cs}$  o aktivitě 19,028 kBq

Měřicí přístroje	Měřicí bod 1	Měřicí bod 2	Měřicí bod 3
FH40G-10	120 nSv/h	130 nSv/h	110 nSv/h
Inspector 1000	152 nSv/h	150 nSv/h	145 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ nalezen ve spektru	Ne	ne	ne
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			

## DRUHÉ MĚŘENÍ

- použit zářič  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 12, počáteční aktivita zářiče byla 56,93 kBq
- k datu měření tj. 3.3.2016 byla aktivita zářiče přepočtena s výsledkem 54,32 kBq
- referenční datum zářiče je 15.2.2014



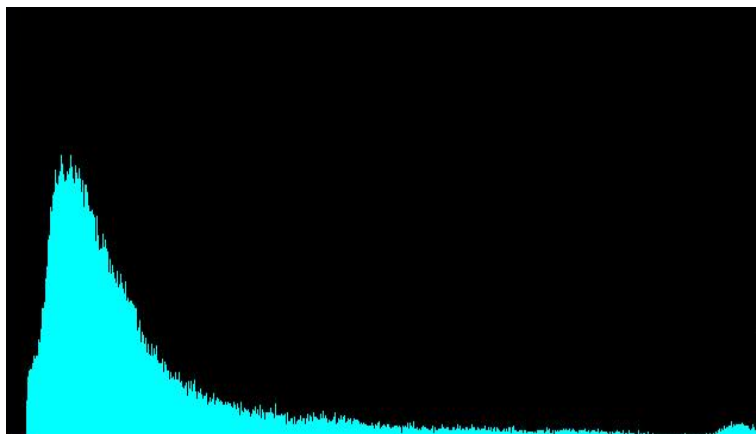
Obrázek 12: Foto použitého zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (ke dni měření 54,32 kBq)

Tabulka 7: Výsledky měření zářiče  $^{137}\text{Cs}$  o aktivitě 54,32 kBq

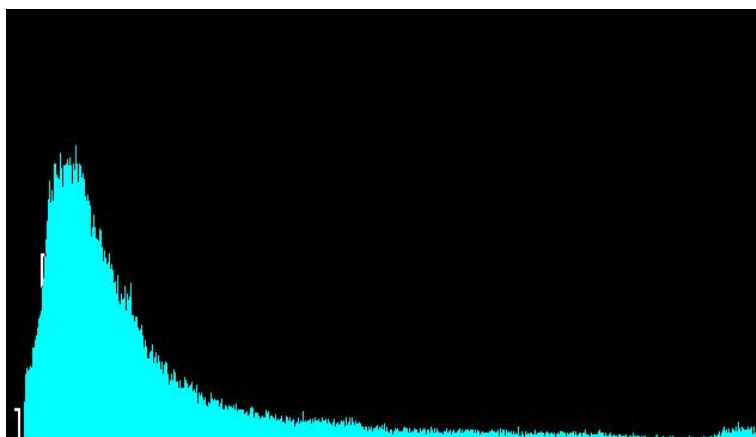
Měřicí přístroje	Měřicí bod 1	Měřicí bod 2	Měřicí bod 3
FH40G-10	120 nSv/h	130 nSv/h	148 nSv/h
Inspector 1000	128 nSv/h	147 nSv/h	164 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ nalezen ve spektru	ne	ne	ne
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			



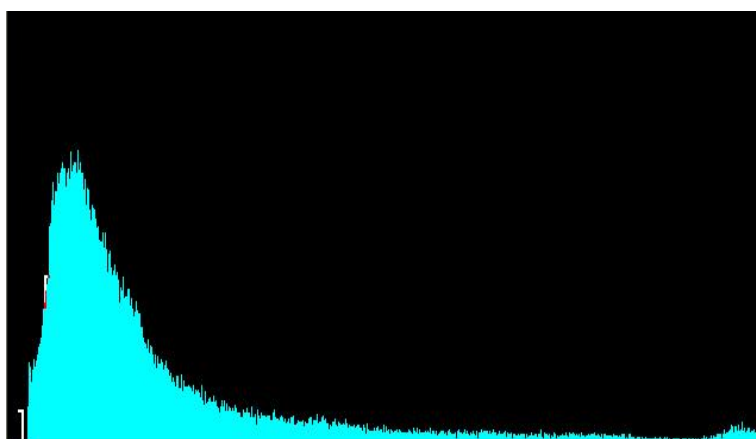
Vyobrazení energetických spekter získaných měřením zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (54,32 kBq):



Obrázek 13: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (54,32 kBq) bod 1



Obrázek 14: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (54,32 kBq) bod 2



Obrázek 15: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (54,32 kBq) bod 3

## TŘETÍ MĚŘENÍ

- použit zářič  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 16, počáteční aktivita zářiče byla 136,7 kBq
- k datu měření tj. 26.1.2016 byla aktivita zářiče přepočtena s výsledkem 130,7 kBq
- referenční datum zářiče je 20.2.2014

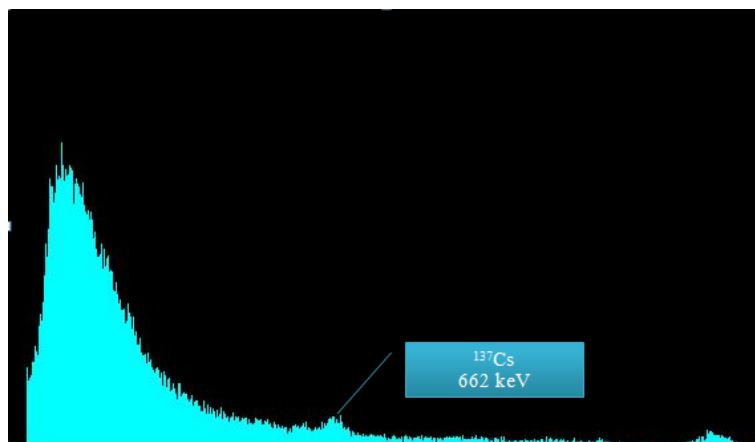


Obrázek 16: Foto použitého zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (ke dni měření 130,7 kBq)

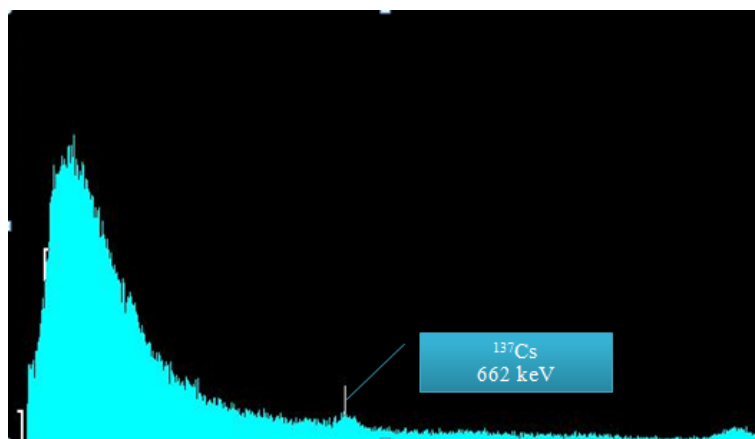
Tabulka 8: Výsledky měření zářiče  $^{137}\text{Cs}$  o aktivitě 130,7 kBq

Měřící přístroje	Měřící bod 1	Měřící bod 2	Měřící bod 3
FH40G-10	135 nSv/h	153 nSv/h	120 nSv/h
Inspector 1000	175 nSv/h	155 nSv/h	145 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ nalezen ve spektru	ano viz Obrázek 17	ano viz Obrázek 18	ano viz Obrázek 19
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			

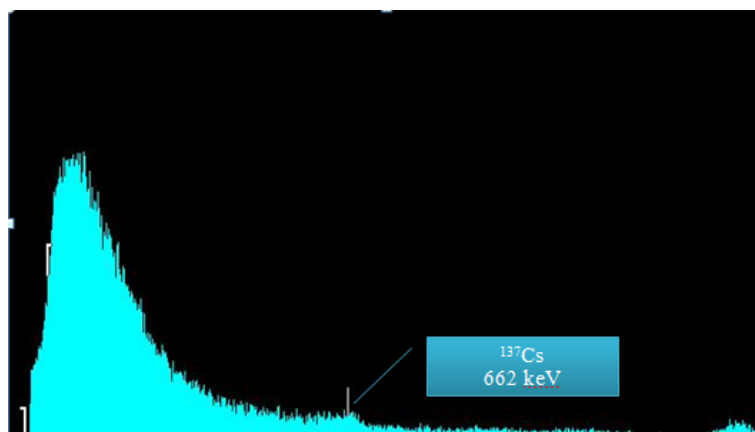
Vyobrazení energetického spektra získaného měřením zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (130,7 kBq):



Obrázek 17: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (130,7 kBq) bod 1



Obrázek 18: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (130,7 kBq) bod 2



Obrázek 19: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (130,7 kBq) bod 3

## ČTVRTÉ MĚŘENÍ

- čtvrté měření bylo uskutečněno se zářičem  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 20
- počáteční aktivita zářiče byla 333 kBq, k datu měření tj. 9.11.15 byla aktivita zářiče přepočtena s výsledkem 223,458 kBq
- referenční datum zářiče je 29.6.1998

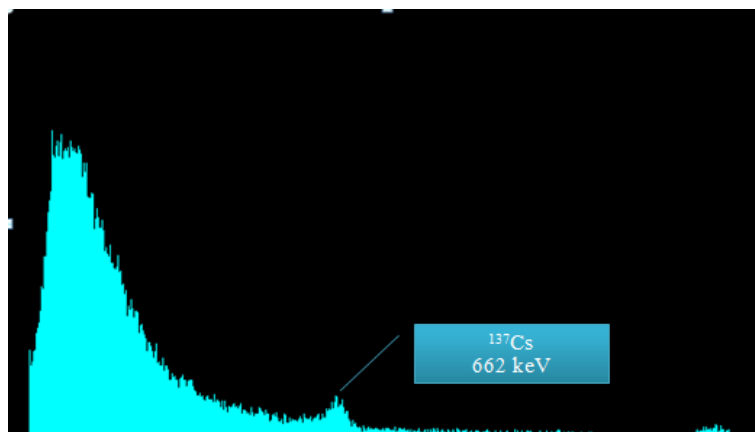


Obrázek 20: Foto použitého zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (ke dni měření 223,458 kBq)

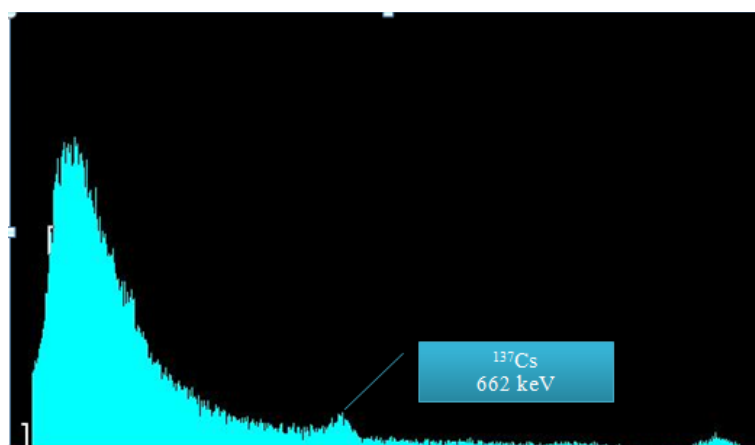
Tabulka 9: Výsledky měření zářiče  $^{137}\text{Cs}$  o aktivitě 223,458 kBq

Měřicí přístroje	Měřicí bod 1	Měřicí bod 2	Měřicí bod 3
FH40G-10	148 nSv/h	110 nSv/h	121 nSv/h
Inspector 1000	156 nSv/h	148 nSv/h	170 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ nalezen ve spektru	ano viz Obrázek 21	ano viz Obrázek 22	ano viz Obrázek 23
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			

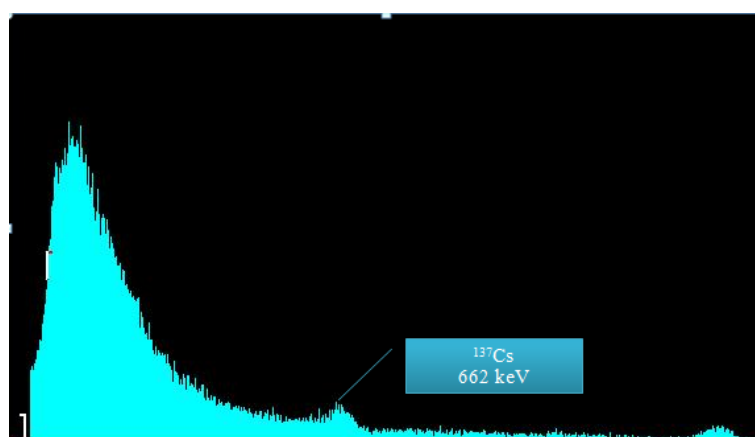
Vyobrazení energetických spekter získaných měřením zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (223,458 kBq)



Obrázek 21: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (223,458 kBq) bod 1



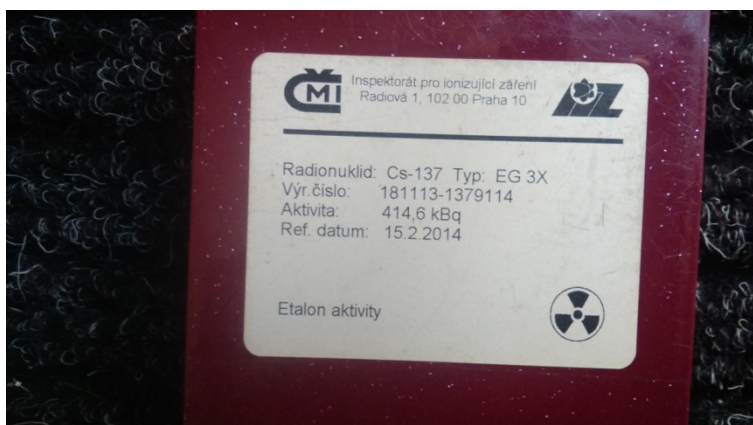
Obrázek 22: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (223,458 kBq) bod 2



Obrázek 23: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (223,458 kBq) bod 3

## PÁTÉ MĚŘENÍ

- použit zářič  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 24
- počáteční aktivita zářiče byla 414,6 kBq. K datu měření tj. 26. 1.2016 byla aktivita zářiče přepočtena s výsledkem 396,5 kBq
- referenční datum zářiče je 15.2.2014

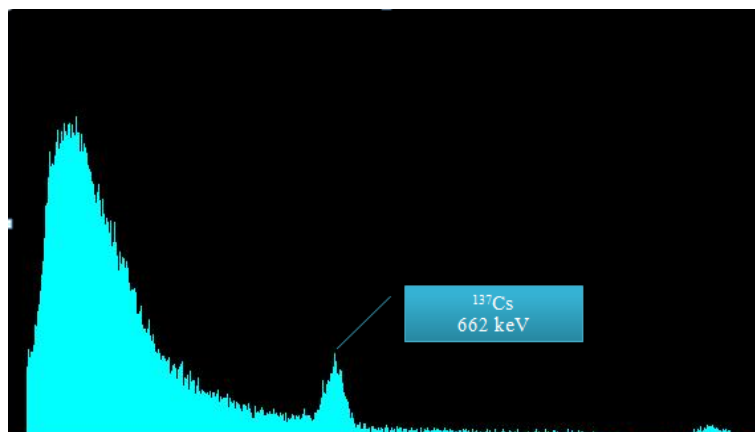


Obrázek 24: Foto použitého zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (ke dni měření 396,5 kBq)

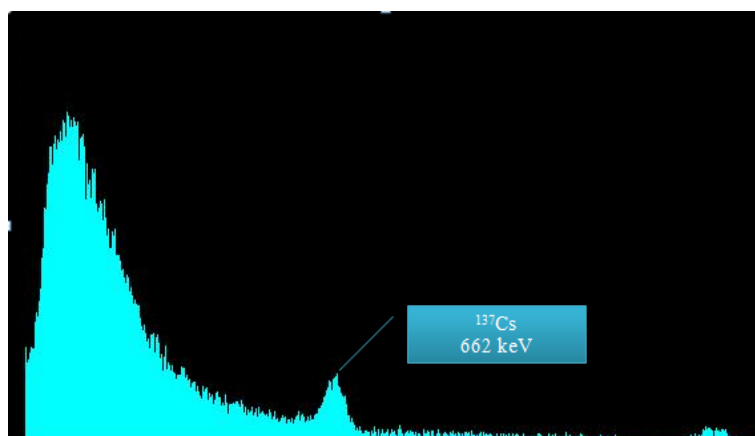
Tabulka 10: Výsledky měření zářiče  $^{137}\text{Cs}$  o aktivitě 396,5 kBq

Měřicí přístroje	Měřicí bod 1	Měřicí bod 2	Měřicí bod 3
FH40G-10	130 nSv/h	160 nSv/h	133 nSv/h
Inspector 1000	158 nSv/h	166 nSv/h	164 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ nalezen ve spektru	ano viz Obrázek 25	ano viz Obrázek 26	ano viz Obrázek 27
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			

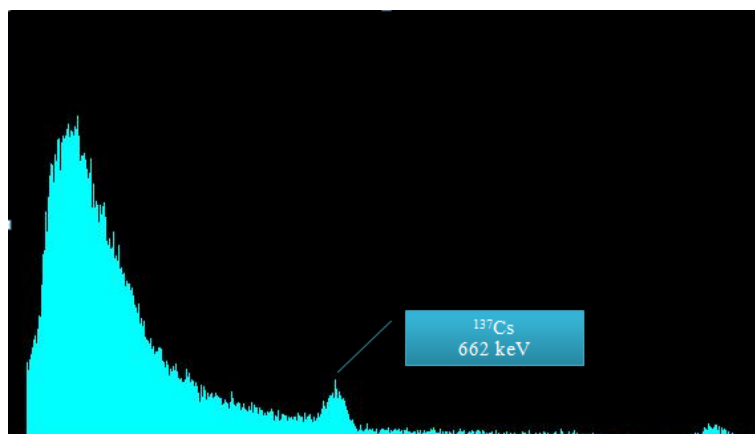
Vyobrazení energetických spekter získaných měřením zářiče  $^{137}\text{Cs}$  (396,5 kBq)



Obrázek 25: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (396,5 kBq) bod 1



Obrázek 26: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (396,5 kBq) bod 2



Obrázek 27: Energetické spektrum zářič  $^{137}\text{Cs}$  (396,5 kBq) bod 3

## ŠESTÉ MĚŘENÍ

K šestému měření byly použity vzorky media z primárního okruhu, viz Obrázek 28. Jednalo se o tři lahvičky, každá o objemu 100 mililitrů. Všechny tři vzorky byly měřeny spolu. Sledovanými radionuklidy byly v tomto případě  $^{134}\text{Cs}$  a  $^{137}\text{Cs}$ .

- dle protokolu spektrometrické laboratoře Jaderné elektrárny Temelín byla stanovena souhrnná aktivita radionuklidu  $^{134}\text{Cs}$  ke dni měření, tj. 18.11.2015, na 387,6 kBq
- aktivita radionuklidu  $^{137}\text{Cs}$  byla také ke dni 18.11.2015 stanovena na 340,7 kBq



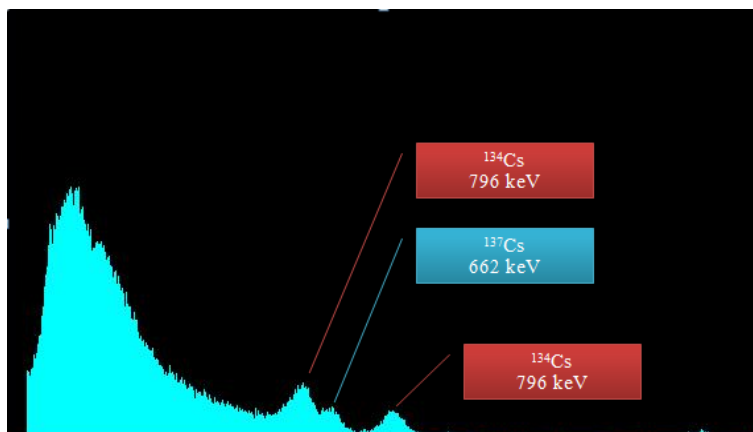
Obrázek 28: Vzorky s primárním médiem

Tabulka 11: Výsledky měření vzorků s primárním médiem

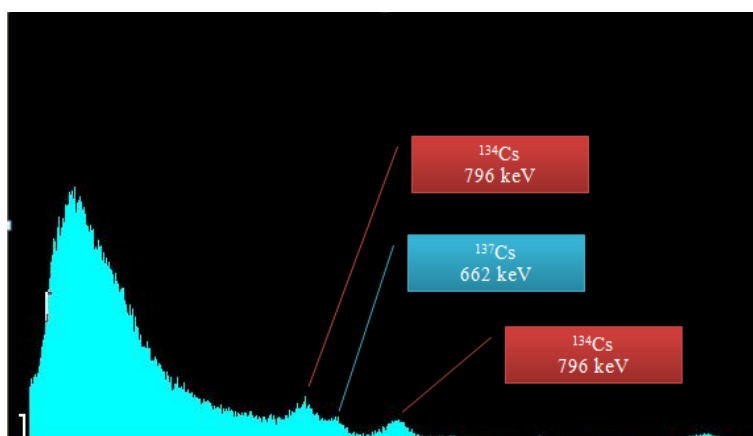
Měřicí přístroje	Měřicí bod 1	Měřicí bod 2	Měřicí bod 3
FH40G-10	348 nSv/h	320 nSv/h	350 nSv/h
Inspector 1000	393 nSv/h	380 nSv/h	390 nSv/h
$^{137}\text{Cs}$ a $^{134}\text{Cs}$ nalezeny ve spektru	ano viz Obrázek 29	ano viz Obrázek 30	ano viz Obrázek 31
Pro porovnání naměřených hodnot se úroveň přírodního radioaktivního pozadí v ČR dle měření SÚRO a SÚJB pohybuje v rozmezí 70 – 270 nSv/h			



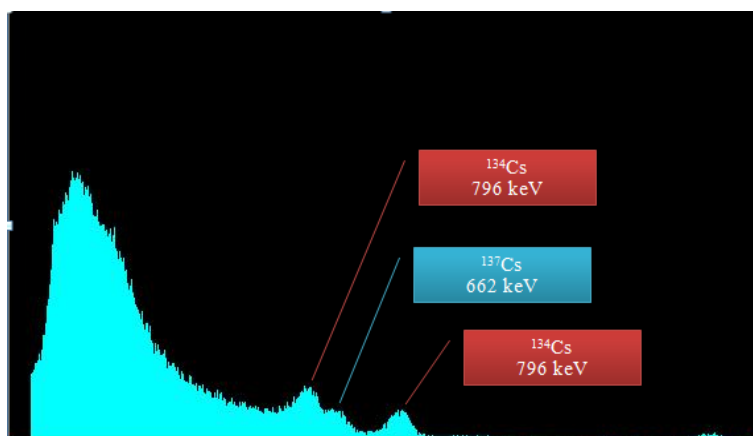
Vyobrazení energetických spekter získaných měřením vzorků s primárním médiem



Obrázek 29: Energetické spektrum vzorků s primárním médiem bod 1



Obrázek 30: Energetické spektrum vzorků s primárním médiem bod 2



Obrázek 31: Energetické spektrum vzorků s primárním médiem bod 3

## 4 DISKUSE

Shrnutím a porovnáním výsledků provedených měření příkonu dávkového ekvivalentu gama zářičů  $^{137}\text{Cs}$  umístěných v navržených měřících bodech nejběžněji užívaných osobních automobilů Škoda Fabia Combi bylo prokázáno:

Při použití současně užívaného měřícího přístroje FH40G-10 a přenosným spektrometrem Inspector 1000 byl indikován příkon dávkového ekvivalentu gama ve třech měřících bodech, viz Obrázek 10, při použití pěti zářičů různých energií tak, jak jsou uvedeny v Tabulce 5.

První měření bylo provedeno se zářičem 19,028 kBq (zářič nejmenší energie). Oba měřící přístroje FH40G-10 a Inspector 1000 nedokázaly zaznamenat odchylku od běžné úrovně radioaktivního pozadí. Přístroj Inspector 1000 při této aktivitě zářiče také nebyl schopen zobrazit  $^{137}\text{Cs}$  v nabraném energetickém spektru. Téměř shodné hodnoty dávkového příkonu naměřené oběma přístroji jsou uvedeny v Tabulce 6. Tyto naměřené hodnoty se nacházejí na úrovni přírodního pozadí. V tomto případě výhodou měřícího přístroje Inspector byl čas indikace maximální hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu.

Druhé měření proběhlo se zářičem 54,32 kBq viz Tabulka 7. Stejně jako v prvním měření přístroje nedokázaly zaznamenat odchylku od běžné úrovně radioaktivního pozadí. Naměřené hodnoty byly u obou přístrojů srovnatelné. Ani v tomto případě přístroj Inspector 1000 nedokázal zobrazit daný radionuklid  $^{137}\text{Cs}$  v nabraném energetickém spektru.

Třetí měření se uskutečnilo se zářičem o aktivitě 130,7 kBq, viz Tabulka 8, kde naměřené hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu jsou stále pod úrovní přírodního radioaktivního pozadí a hodnoty obou přístrojů jsou opět velmi podobné. Ale již v tomto případě Inspector 1000 dokázal indikovat přítomnost radionuklidu. Přístroj Inspector 1000 podle indikovaného píku o hodnotě energie 662 keV, viz Obrázek 17, 18, 19 určil, že se jedná o použitý radionuklid  $^{137}\text{Cs}$ .

Čtvrté měření bylo provedeno se zářičem o celkové aktivitě 223,458 kBq naměřené hodnoty dávkového příkonu zobrazuje Tabulka 9. Ani v tomto případě nebyla naměřena hodnota přesahující úroveň přírodního radioaktivního pozadí. Hodnoty obou přístrojů se prakticky neliší. Ale i v tomto případě zachytil přístroj Inspector 1000 přítomnost  $^{137}\text{Cs}$ .

Pro páté měření jsem použil zářič o celkové aktivitě 396,5 kBq. Hodnoty naměřené oběma přístroji zobrazuje Tabulka 10. Pro posouzení radiační situace lze konstatovat, že naměřené hodnoty nepřevyšují úroveň přírodního radiačního pozadí, a jsou u obou přístrojů srovnatelné. I zde přenosný spektrometr Inspector indikoval přítomnost radionuklidu  $^{137}\text{Cs}$ , viz Obrázek 25, 26, 27.

Šesté měření se odlišuje od předchozích použitím radioaktivního média – v tomto případě vzorek chladiva z primárního okruhu jaderné elektrárny. Tento vzorek sestával z 300 ml uvedeného média uloženého do tří 100 ml obalů, viz Obrázek 28. Podle spektrometrické analýzy kterou provedla laboratoř jaderné elektrárny byla stanovena souhrnná aktivita radionuklidu  $^{134}\text{Cs}$  387,6 kBq a souhrnná aktivita radionuklidu  $^{137}\text{Cs}$  byla stanovena 340,7 kBq. Výsledky tohoto měření oběma přístroji jsou zaznamenány v Tabulce 11. Ze které je zřejmé že oba přístroje zaznamenaly hodnoty dávkového příkonu přesahující úroveň přírodního radioaktivního pozadí. Hodnota přírodního radioaktivního pozadí se v ČR pohybuje v rozmezí 70 – 280 nSv/h. Naměřené hodnoty PDE jsou u obou přístrojů srovnatelné. Přenosný spektrometr Inspector 1000 indikoval v nabraném energetickém spektru dva píky o energii 662 keV a 796 keV, ke kterým přiřadil radionuklidy  $^{137}\text{Cs}$  a  $^{134}\text{Cs}$ . Situaci zobrazuje Obrázek 29, 30, 31.

U obou přístrojů mě dále zajímalo porovnání rychlosti zobrazení měřených hodnot. A k tomu jsem provedl jednoduché porovnávací měření spočívající ve dvou orientačních měřeních.

Při prvním jsem k aktivovanému přístroji FH40G-10 v pohotovostním režimu přiblížil zářič o aktivitě 356,9 kBq do vzdálenosti 300 mm a měřil čas potřebný k zobrazení ustálené hodnoty dávkového příkonu. Stejným způsobem proběhlo měření s přístrojem Inspector 1000 naměřené hodnoty jsou uvedeny v Tabulce 12. Z výsledků je zřejmé, že Inspector 1000 dokázal zobrazit ustálené hodnoty dávkového příkonu 30 krát rychleji než FH40G-10.

Druhé měření proběhlo se shodnou aktivitou zářiče, ale se vzdáleností 100 mm od detektoru přístrojů. I v tomto případě detekce hodnoty příkonu dávkového ekvivalentu indikovaného přístrojem Inspector 1000 byla stejně jako v prvním měření cca 30 krát rychlejší, než u přístroje FH40G-10.

Podle tohoto srovnávacího měření lze zcela jednoznačně konstatovat, že měření s přenosným přístrojem Inspector 1000 je efektivnější v porovnání s přístrojem FH40G-10. To znamená, že pro potřebná měření dávkového příkonu použitím tohoto přístroje Inspector 1000 ušetří obsluha vykonávající měření čas potřebný k měření a zvýší tím produktivitu práce.

*Tabulka 12: Porovnání rychlosti zobrazení měřených hodnot*

Měřicí přístroje	Čas potřebný k zobrazení maximální hodnoty dávkového příkonu po přiblížení zářiče $^{137}\text{Cs}$ o aktivitě 356,9 kBq do vzdálenosti	
	300 mm od měř. přístroje	100 mm od měř. přístroje
FH40G-10	60 s	60 s
Inspector 1000	2 s	3 s

## 5 ZÁVĚR

Předmětem bakalářské práce bylo analyzovat stávající metody měření a ověřit možnost využití přenosného scintilačního spektrometru Inspector 1000. Za tímto účelem jsem provedl praktické porovnání přenosných měřičů příkonu dávkového ekvivalentu přístroje FH40G-10 a spektrometru Inspector 1000.

Dle provedených srovnávacích měření lze konstatovat, že oba přístroje dokáží zobrazit měřené příkony dávkového ekvivalentu ve srovnatelných hodnotách, a že výsledky dosažené při všech měřeních se prakticky liší pouze minimálně.

Hlavní výhodou přenosného spektrometru Inspector 1000 je, že na rozdíl od FH40G-10 dokáže na základě spektrometrické analýzy indikovat eventuelní výskyt radionuklidů včetně jejich určení. Tato vlastnost je velmi výhodná zejména za situací, kdy je nutné oddělit zvýšenou hodnotu PDE způsobenou přírodními radionuklidy od zvýšení způsobeného potenciální přítomností umělých radionuklidů.

Další podstatnou výhodou je značně vyšší rychlost odezvy přístroje Inspector 1000, která umožňuje rychlejší a relativně účinnější radiační kontrolu transportovaných předmětů.

Z výše uvedených důvodů bych doporučoval, zcela v souladu s principy radiační ochrany, zařazení přístroje Inspector 1000 do programu monitorování pracoviště, a to zejména při radiační kontrole při transpotech v JE.

## 6 SEZNAM INFORMAČNÍCH ZDROJŮ

1. ČESKO. Vyhláška 307/2002 Sb. ze dne 13 června 2002: o radiační ochraně. 2002.
2. ČESKO. Zákon č. 18/1997 Sb ze dne 24 ledna 1997: Zákon o mírovém využívání jaderné energie a ionizujícího záření (atomový zákon) a o změně a doplnění některých zákonů. 1997.
3. *IAEA Safety Standards* [online]. 2012 [cit. 2016-03-26]. Dostupné z: [www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1570\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1570_web.pdf).
4. *ADR 2013* [online]. 2002 [cit. 2016-03-27]. Dostupné z: <https://translate.google.cz/translate?hl=cs&sl=en&tl=cs&u=http%3A%2F%2Fwww.unece.org%2Ftrans%2Fdanger%2Fpubli%2Fadr%2Fadr2013%2F13contentse.html>
5. KVASNIČKA, Ondřej a Dušan HANZAL. *Radiační ochrana při přepravě předmětů v ETE: ČEZ\_ME\_0460r12*. Temelín, 2014.
6. *ICRP publikace 103: Doporučení mezinárodní komise radiologické ochrany*. 2007.
7. KOLEKTIV AUTORŮ. *Ochrana při práci se zdroji ionizujícího záření*. Ostrava, 2003. ISBN 80-02-01529-0.
8. ŠVEC, Jiří. *Radioaktivita a ionizující záření*. Ostrava, 2005.
9. *Populárně naučný portál ČVUT* [online]. [cit. 2016-03-23]. Dostupné z: <http://popular.fbmi.cvut.cz/biomedicina/Stranky/Konvencni-rentgeny-6---Jak-zareni-detekujeme.aspx>.
10. *Encyklopedie fyziky* [online]. [cit. 2016-03-23]. Dostupné z: <http://fyzika.jreichl.com/main.article/view/850-geigeruv-mulleruv-pocitac>.
11. *Ionizující záření v medicíně* [online]. [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: <http://slideplayer.cz/slide/3663774/>.
12. JAN, Ondřej, Martina BEKROVÁ a Martin ZÁBRANSKÝ. *Identifikace neznámého zářiče použitím gama spektroskopie* [online]. [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: <http://slideplayer.cz/slide/5958636/#>.
13. *RIA Instrumentace* [online]. [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: <http://slideplayer.cz/slide/3977495/>.

14. *Radiační ochrana pracovníků* [online]. [cit. 2016-03-25]. Dostupné z: <http://www.lf.upol.cz/menu/struktura-lf/kliniky/klinika-nuklearni-mediciny/pedagogicka-cinnost/fyzikalni-zaklady-zobrazovani-v-nuklearni-medicine-a-radiacni-ochrana/radiacni-ochrana/radiacni-ochrana-pracovniku/>.
15. VOKÁLEK, Jiří a Jaroslav MAKRLÍK. *Program monitorování pracoviště: ČEZ\_ME\_0456r08*. Temelín, 2014.
16. ULLMANN, Vojtěch. *Jaderná a radiační fyzika* [online]. 2008 [cit. 2016-02-13]. Dostupné z: <http://astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika4.htm>.
17. *Unsear: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, Report to the General Assembly*. New York: United Nations, 1996.
18. KLENER, Vladislav (ed.). *Principy a praxe radiační ochrany*. 1. vyd. Praha: Státní úřad pro jadernou bezpečnost, 2000. ISBN 80-238-3703-6.
19. *Radiobiologie* [online]. [cit. 2016-02-15]. Dostupné z: <http://fbmi.sirdik.org/>
20. *Inspector 1000 digitální přenosný MCA: Uživatelský manuál*. 2003.
21. FIGALLA, Radim. *Interní zpráva ETE: ČEZ. JE Temelín*, 2009.
22. STARÝ, Jan. *Cvičení z jaderné chemie* [online]. Praha, 1987. Dostupné také z: [www2.fjfi.cvut.cz/kjch/materialy/RCHP/Cs\\_PV.pdf](http://www2.fjfi.cvut.cz/kjch/materialy/RCHP/Cs_PV.pdf).
23. Thermo Scientific, FH 40 G - 10: Přístroj pro měření dávkového příkonu. : *Prospekt*. 2003.
24. *Canberra: InSpector 1000 Digital Hand-Held Multichannel Analyzer* [online]. [cit. 2016-02-13]. Dostupné z: [http://www.canberra.com/products/hp\\_radioprotection/inspector-1000.asp](http://www.canberra.com/products/hp_radioprotection/inspector-1000.asp).
25. VOKÁLEK, Jiří. *Mail. JE Temelín*, 2013.
26. GERNDT, Josef a Petr PRŮŠA. *Detektory ionizujícího záření*. 2., přeprac. vyd. V Praze: České vysoké učení technické, 2011. ISBN 978-80-01-04710-1.