

TK 155.628

KFKI-1984-49

NAGY GY.,
DEME S.

NaI/TL/ DETEKTOR ALKALMAZÁSA A
RADIOAKTÍV NEMESGÁZCSÓVA KIMUTATÁSÁRA

Hungarian Academy of Sciences

CENTRAL
RESEARCH
INSTITUTE FOR
PHYSICS

BUDAPEST

KFKI-1984-49

NaI/TL/ DETEKTOR ALKALMAZÁSA A
RADIOAKTÍV NEMESGÁZCSÓVA KIMUTATÁSÁRA

NAGY Gy., DEME S.

Központi Fizikai Kutató Intézet
1525 Budapest 114, Pf.49.

HU ISSN 0368 5330
ISBN 963 372 225 X

KIVONAT

A nukleáris létesítmények nemesgázcsóvjától származó földfelszíni gamma-dózis becslésére több csóvamodell használatos. Négy gyakran használt modell alapján nyert eredményeket hasonlítottunk össze ^{133}Xe nemesgázcsóva esetén. A Paksi Atomerőmű kibocsátási adataiból kapott becsléseket összevetettük a háttérsugárzás szintjével, a hazánkban jelenleg érvényben lévő, sugárterhelésre vonatkozó előírásokkal és a hatás mérésére használható eszközök érzékenység adataival. Tanulmányoztuk a nemesgázcsóva kimutatásának lehetőségét ϕ 7,6 x 7,6 cm-es NaI/Tl/ szcintillációs detektorral.

АННОТАЦИЯ

Для оценки на уровне почвы гамма-дозы, происходящей от факела инертных газов ядерных сооружений, пригодны несколько моделей факела. Сравнивались результаты, полученные на основе четырех наиболее часто используемых моделей для случая ^{133}Xe . Результаты, полученные на основании данных выбросов АЭС "Пакш", сравнивались с уровнем фонового излучения, с данными действительного государственного стандарта по нагрузкам от радиоактивного излучения и с данными чувствительности используемых для таких измерений устройств. Проводились исследования возможности обнаружения факела инертных газов с помощью сцинтилляционного NaI/Tl/ детектора с размером ϕ 7,6 x 7,6 см.

ABSTRACT

Several models are used for estimating of the ground surface gamma-dose originated from a plume emitted by a nuclear facility. Results of four frequently used models are compared for the ^{133}Xe radioisotope. Doses estimated for the releases of the Paks Nuclear Power Station are compared to the background level, to the present Hungarian regulations and to the sensitivities of the equipments generally used. We investigated the detection possibility of the plume by a ϕ 7,6 x 7,6 cm NaI/Tl/ scintillation detector.

T A R T A L O M

	Old.
1. Bevezetés	1
2. A radioaktív nemesgázcsóvától származó talaj- szinti gamma-dózis számítása	3
2.1. Az egyenes vonalban terjedő Gauss-eloszlásu csóva	3
2.2. A szektor-átlagolt csóva	4
2.3. A homogén radioaktív koncentrációju, végtelen kiterjedésű féltér csóva	5
2.4. A fej fölötti csóva	6
2.5. A csóvamodellek alapján számított dózisin- tenzitások összehasonlítása	6
3. A nemesgázcsóva gamma-sugárzásától eredő levegő- dózis mérése	10
4. A radioaktív nemesgázcsóva összetevőinek in situ meghatározása	12
IRODALOM	23

1. Bevezetés

Az atomerőműből a légterbe kibocsátott sugárzó anyagok révén az ország bármely lakosának összes külső és belső sugárterhelése normálüzemi körülmények között ezer MW villamosteljesítményenként nem lehet nagyobb, mint $0,17 \text{ mSv/év}$ [1]. Tekintettel arra, hogy többféle forrás-ember ut létezik, a kibocsátott nemesgázok gamma-sugárzása okozta egészséges dózis kimutatási határt célszerű a fenti érték $1/10$ részének, azaz $0,017 \text{ mSv/év}$ -nek tekinteni.

Az atomerőmű légköri kibocsátásából eredő dózis a természetes sugárzásból eredő dózissal szuperponálódik. A természetes sugárzás /háttérsugárzás/ értéke helyfüggő, átlaga 1 mGy/év nagyságrendű [2]. Egy adott helyen figyelve a természetes sugárzás értékét, azt tapasztaljuk, hogy az néhány óra alatt jelentősen, akár $20-30 \%$ -nál nagyobb mértékben is megváltozhat, pl. a talaj víztartalmának, a természetes fall-out változása, hőesés következtében [3]. Napszakos változás is tapasztalható a levegő radon-tartalmának ingadozása miatt. $1-10 \%$ -os emelkedést okoztak a hatvanas évek elején az atomfegyver kísérletektől származó fall-out termékek [2]. A kozmikus sugárzás dózissűrűsége is változó a légnyomás és a naptevékenység függvényeként.

Eltekintve a leírt, rövid ideig tartó változásoktól, a háttérdózis havi átlagának ingadozása $\pm 20 \%$ -on belül marad [2].

A csóva sugárzásának mérésekor a feladat tehát az, hogy az atomerőmű szellőzőkéményén át kikerülő radioaktív nemesgázcsóva gamma-sugárzásától eredő kevesebb, mint 0,017 mGy/év egésztest dózist /ami közelítőleg 0,03 mGy/év levegődózisnak /levegőkerma/ felel meg/ kell kimutatni egy jelentősen változó 1 mGy/év nagyságrendű háttérdózis mellett.

A környezet egy-egy vizsgált pontjában, általában csak rövid ideig tartó csóvahatás kimutatására a hosszú integrálási idővel működő módszerek /pl. TLD/ nem alkalmasak, mert a kibocsátási határnak megfelelő csóvától származó dózis hosszú idejű átlaga a háttér változásához képest kicsi, annak mintegy tizedrésze.

Olyan nagy érzékenységű dózismérő eszközre van tehát szükség, amelynek időfelbontása elég finom ahhoz, hogy a csóvából eredő, rövid ideig tartó, s ezalatt a háttérhez képest már jól mérhető dózisintenzitás emelkedést ki tudja mutatni. A rövid integrálási idő esetén a háttér változása rendszerint elhanyagolható.

Az azonos kibocsátásnak megfelelő nemesgázcsóva hatására létrejövő dózist a meteorológiai feltételek, a reaktor kéménytől való távolság jelentősen befolyásolják. A radioaktív nemesgázfelhő okozta dózis becslésére használt modellek ezeket a befolyásoló paramétereket más-más módon veszik figyelembe.

2. A radioaktiv nemesgázcsóvától származó talajszinti gamma-dózis számítása

A környezetben alig mérhető dózisszint emelkedést eredményező kis kibocsátások esetén a dóziseloszlás becsléshez a csóva gamma-sugárzása által okozott dózist általában számítással határozzuk meg. A radioaktiv koncentráció eloszlást a levegőben terjedési modellek segítségével írjuk le. A dózis számítására csak nagyon leegyszerűsített eloszlás feltételezése esetén van analitikus megoldás.

A detektorok energia szerint nem egyenletes érzékenysége miatt a detektorok jelzésének értelmezésében a terjedési modell megválasztása kisebb bizonytalanságot okoz, mint a csóva összetételének hiányos ismerete [4].

Az általánosan használt terjedési modellek nem képesek figyelembe venni a lokális perturbációkat. A koncentráció számított értékénél a környezet egyenetlenségei miatt bekövetkező járulékos higitás akár 500-szoros [5] is lehet, de egyes helyeken a számítottnál jelentősen nagyobb lesz a koncentráció.

2.1. Az egyenes vonalban terjedő Gauss-eloszlású csóva

Eszerint a modell szerint a tér egy adott pontjában a radioaktiv nemesgázok relatív koncentrációját a földfelszínről történő reflexiót is figyelembe vevő

$$\frac{\chi}{Q} = \left(2 \pi \sigma_y \sigma_z u \right)^{-1} \exp\left(-\frac{y^2}{2 \sigma_y^2}\right) * \\ * \left\{ \exp\left(-\frac{(z-h)^2}{2 \sigma_z^2}\right) + \exp\left(-\frac{(z+h)^2}{2 \sigma_z^2}\right) \right\} \quad /1/$$

összefüggés adja meg [6]. A χ a radioaktív koncentráció az x, y, z pontban, Q az időegység alatt kibocsátott radioaktív nemesgázok mennyisége x/u transzportidő elteltével, x a pont kibocsátási helytől mért távolsága a szélfuvás irányában, h a kibocsátási pont magassága, u a szélesebesség, σ_y és σ_z az x távolságtól és a légkör stabilitási kategóriájától függő vízszintes és függőleges diszperziós együtthatók.

Szélirányban a földfelszínre számított dózis nagymértékben függ a stabilitási kategóriától, a kibocsátás magasságától, a szélesebességtől. Igen jelentős a csökkenés a középvonaltól való távolodás miatt, a kibocsátás helyétől mért távolság növekedésének hatása /nem talajközeli kibocsátások esetén/ csak egy maximális érték elérése után válik jelentőssé [7, 8, 9].

Talajszinti kibocsátás esetén a Gauss-eloszlású csóvától származó gamma-dózis számításának egzakt megoldása is megadható [10].

2.2. A szektor-átlagolt csóva

Hosszu ideig tartó kibocsátásnál a szélirány folyamatosan változik és ezen belül minden értéket felvehet. Ennek hatása úgy vehető figyelembe, hogy a kibocsátott

aktivitást, szélirányban x távolságra, vízszintesen azonosnak vett szélirányu Θ szögű szektorban egyenletesen eloszlónak tekintjük. Függetlenül Gauss-eloszlást feltételezünk, hasonlóan az /1/ összefüggéshez.

Azonos kibocsátási és meteorológiai paramétereknél az egyenes vonalban terjedő Gauss-eloszlású csóvától eredő földfelszíni gamma-dózis - a néhány száz méteres távolságon túl - mindig nagyobb, mint a szektor-átlagolt csóváié [7].

2.3. A homogén radioaktív koncentrációju, végtelen kiterjedésű féltér csóva

Végtelen féltérben homogéne eloszlott radioizotópoktól eredő dózis egyszerűen számítható azzal a feltetéssel, hogy egy térfogatelemben a felszabaduló energia egyenlő az elnyelt energiával. A levegő-föld határfelület közvetlen környezetében számolni kell a föld levegőtől eltérő szóró és abszorpciós hatásával [4, 11].

A dózisintenzitás a tér valamely pontjában

$$\dot{D} = d Q \eta , \quad /2/$$

ahol d a dózisállandó, Q az időegység alatt kibocsátott radioaktív nemesgázok aktivitása, η a higulási tényező /az /1/ kifejezésben szereplő λ/Q a vizsgált pontban/ [12]. A bemerülési dózisállandó a talaj fölött 1 m-rel közvetlenül számítható a

$$d \left[\frac{\text{nGyh}^{-1}}{\text{Bq m}^{-3}} \right] = 4,79 \cdot 10^{-1} \} \quad /3/$$

kifejezésből [12]. A $\xi = \sum_j \xi_j E_j r_j$, ahol E_j a foton energiája, ξ_j a foton/bomlás arány, r_j a föld hatását is figyelembe vevő korrekciós faktor [11, 12]. A higulási tényező az előző csóvamodellek segítségével határozható meg.

2.4. A fej fölötti csóva

Ha a csóva áthalad a vizsgált pont felett, akkor a χ radioaktiv koncentráció változása függőlegesen pl. a

$$\chi = \chi_0 (1 - e^{-\alpha z}) \quad /4/$$

összefüggéssel modellezhető. Önkényesen megválasztott $\alpha = 0,01 \text{ m}^{-1}$ és $\chi_0 = 37 \text{ kBq m}^{-3}$ esetben a leggyakrabban előforduló radioaktiv nemesgázokra összehasonlítva az utóbbi két modell alapján a talaj fölött 1 m-rel számított dózisosokat, azt tapasztaljuk, hogy a foton-energia növekedésével egyre csökken az eltérés /a fej fölötti csóvától származik a kisebb érték/ [4].

2.5. A csóvamodellek alapján számított dóziszintenzitások összehasonlítása

A hazánkban leggyakrabban előforduló D stabilitási kategóriában, 100 m-es kibocsátási magasságnál a dózis maximuma a kéménytől kb. 800 m távolságban van [8].

Talajszinti kibocsátás esetén a különböző modellek becslései elég jól egyeznek /1. tábl./ . A $h = 100 \text{ m}$ kibocsátási szintnél a koncentrációprofil a magasság függvényében gyorsan változik. A becsült dóziszintenzitások

1. táblázat. A levegőben abszorbeált dózisintenzitás a csóva középvonala alatt, a talaj fölött 1 m-rel, 1 GBq s⁻¹ ¹³³Xe kibocsátás esetén. A kéménytől mért távolság 800 m a szélirányban, a levegő stabilitási kategóriája D, a szélesség 1 m/s, $\sigma_y = 54,8$ m, $\sigma_z = 26,7$ m.

Felhőmodell	Abszorbeált dózisintenzitás a levegőben /nGyh ⁻¹ /		
	h= 100 m		h= 0 m
Egyenes vonalban terjedő csóva [7]	104		1070
Szektor-átlagolt csóva [7]	68		499
Végtelen [4]	2,27 /a/	125,4 /b/	2510 /a/
féltér [11, 12]	1,9 /a/	102,5 /b/	2050 /a/
csóva [14]	2,35 /a/	129,8 /b/	2597 /a/
Fej fölötti csóva [4]	0,86 /a/	47,4 /b/	950 /a/

A / λ /Q/ az /l/ kifejezésből számítva az /a/: /x= 800 m, y= 0 m, z= 1 m/ és a /b/: /x= 800 m, y= 0 m, z= 100 m/ pontokban.

egymáshoz közelebb esnek, ha a végtelen féltér és a fej fölötti csóva esetén nem a talajszinti, hanem a $z=h=100$ m magasságban érvényes aktivitáskoncentrációt vesszük alapul.

A végtelen féltér csóva modell gyors, konzervatív becslésként megfelelően választott radioaktív koncentráció értékekkel mindkét esetben jól alkalmazható.

A csóva okozta dózisintenzitás mérések eredményeit összehasonlítva a csóvamodellek becsléseivel meghatározható, hogy mely üzemállapot és időjárási paraméterek esetén melyik modell ad jobb becslést. Így a modellek is finomíthatók.

A paksi atomerőműből a normálüzem során kibocsátott nemesgázokban a ^{133}Xe aránya kb. 60 % [12, 13], az általa okozott földfelszíni gamma-dózisintenzitás a csóva okozta gamma-dózisintenzitáshoz viszonyítva 65,1 % /2. táblázat/. A $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{88}Kr , ^{133}Xe , és ^{135}Xe radioizotópokat a szellőzőkémény alján folyamatosan mérik és a KAR adatszalagon is megjelenítik. A kibocsátási adatokból az egyenes vonalban terjedő Gauss-eloszlású csóva modell alapján számolva [7] a csóvatengely alatt, a 100 m magas kéménytől 800 m-re szélirányban, 1 m/s szélesség mellett, D stabilitási kategória esetén a csóva gamma-sugárzása által okozott földfelszíni dózisintenzitás $13,9 \text{ nGyh}^{-1}$, a paksi viszonyokat jobban tükröző kb. 2 m/s átlagos szélesség esetén pedig 7 nGyh^{-1} .

2. táblázat. A paksi atomerőmű szellőzőkéményén egy blokk normálüzeme során másodpercenként kibocsátott nemesgázok aktivitása és az általuk okozott földfelszíni gamma-dózis intenzitása 100 m magas kéménytől 800 m-re szélirányban a csóvatengely alatt, 1 m/s szélesség és D stabilitási kategória esetén. A dózisintenzitást az egyenes vonalban terjedő Gauss-eloszlású csóva modell alapján számítottuk [7].

Izotóp	^{85m}Kr	^{87}Kr	^{88}Kr	^{133}Xe	^{135}Xe
Aktivitás [MBq s ⁻¹]	0,90	0,17	0,86	87,4	0,69
Dózisintenzitás [nGyh ⁻¹]	0,42	0,31	3,63	9,08	0,50
A dózis relatív aránya [%]	3,0	2,3	26,0	65,1	3,6

Az eddigiekben a levegőben abszorbeált gamma-sugárzás dózisintenzitását vizsgáltuk, de a radioaktív nemesgázok külső gamma- és béta-sugárzása által okozott szervdózisok is becsülhetők [14, 15, 16, 17, 18].

3. A nemesgázcsóva gamma-sugárzásától eredő levegő- dózis mérése

Osszuk 16 vízszintes irányu szektorra a kibocsátási pont körüli teret, amelyekben a csóva hatása egyenletesnek tekinthető [19], ha a csóva a szektorban tartózkodik. Egyenletes szélirányeloszlás esetén a csóva a teljes idő 1/16-od részében tartózkodik a szektorban, így a 0,03 mGy/év dózis kimutatási határnak megfelelő dózisintenzitás, ha a csóva a szektorban tartózkodik 55 nGy/óra, szemben a teljes évet figyelembe vevő 3,4 nGy/óra-val.

A paksi atomerőmű esetén a radioaktív nemesgázcsóva várható dózisintenzitása a csóva tengelyében 440 MW villamosteljesítményenként az előzőekben megadott feltételekre vonatkoztatva csak 7 nGyh⁻¹.

A paksi atomerőmű környezetében telepített "A" típusú mérőállomások közelében a háttérdózis gamma-sugárzástól származó komponense 35-70 nGyh⁻¹ között változik [31]. A 30 nGyh⁻¹ kozmikus sugárzástól eredő komponens figyelembevételével [32] a háttérdózis 65-100 nGyh⁻¹, amely a számlálás statisztikus ingadozásán túl is változik. Ilyen körülmények között kell tehát a csóva, gamma-sugárzásától eredő legfeljebb 7-14 nGyh⁻¹ dózisintenzitást kimutatni.

Az atomerőművekből kibocsátott radioaktív nemesgáz-felhő gamma-sugárzásának földfelszíni dóziszjáruléka nagyságrendben és a változás jellegében megegyezik a

csapadékhullással hirtelen megnövekedett természetes fall-out okozta dózisintenzitás-szint emelkedéssel [20, 21]. A megkülönböztetést a fluktuáció-analízis segítségével végezhetjük el [22]. Alapja, hogy a csóva-hatás változási sebessége a szélfluktuáció miatt nagyobb, mint a háttéré. Ha 10-30 másodperces folyamatos mérések eredményeinek kb. 5 perces intervallumban számított standard deviáciája meghaladja a $2,3 \text{ nGy}^{-1}$ -t, akkor a dózisintenzitás növekedés a csóvától származik [20, 21, 22]. A fluktuáció-analízis módszerével $1,2 \text{ nGy}^{-1}$ -nél nagyobb dózisintenzitás változások különböztethetők meg.

Ha a csóva és a természetes fall-out növekedés hatása egyszerre jelentkezik, akkor több különböző helyen telepített detektor segítségével különíthető el egymástól a két hatás.

A csóva gamma-sugárzása által okozott dózisintenzitás kimutatására jól használható az in situ környezeti dózismérés más területein bevált nagynyomású ionizációs kamra. A 25 bar argon töltésű, 25 cm átmérőjű, rozsdamentes acél falú gömb ionizációs kamrához 5 másodperc időállandójú MOSFET elektrométer csatlakozik és az áram-frekvencia konverter impulzusszámai 10 másodpercenként egy mágnesszalagra rögzíthetők [20].

Dóziskonverziós áramkörrel kiegészített NaI/Tl/ szcintillációs detektorral szintén mérhető a csóvától származó gamma-dózis. Legelterjedtebb a $\emptyset 5 \times 5$ cm-es és a $\emptyset 7,6 \times 7,6$ cm-es méretű kristály alkalmazása [21].

Az integráló áramkör jeleit szintén mágneskazettára gyűjtik.

Kevés irodalmi adat áll rendelkezésre energia kompenzált vagy kompenzálatlan GM csövek használatára vonatkozóan.

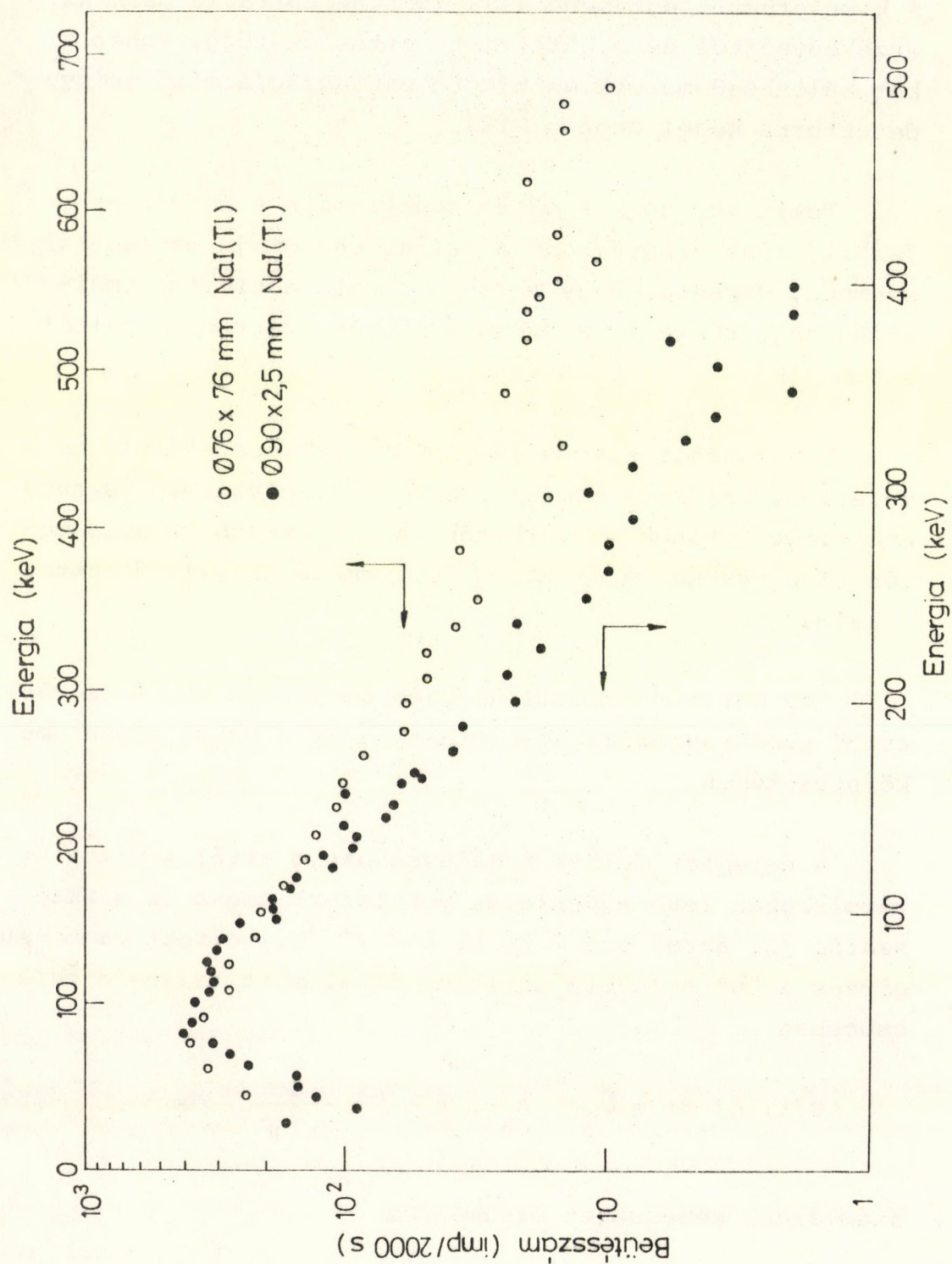
Az energia kompenzált GM cső esetén a működési tartomány rendszerint $10-2500 \text{ nGyh}^{-1}$, az említett többi detektor esetén $10-10^6 \text{ nGyh}^{-1}$. A különféle detektorok $\sim 80-2000 \text{ keV}$ tartományban közel energiafüggetlenné tehetők [23].

4. A radioaktiv nemesgázcsóva összetevőinek in situ meghatározása

Előző munkánkban [12] a tervezési adatok alapján megállapítottuk, hogy a paksi atomerőműből kibocsátott nemesgázcsóva gamma-sugárzásának döntő többsége a ^{133}Xe -től eredő 81 keV -es gamma-sugárzás és a $\sim 35 \text{ keV}$ -es karakterisztikus röntgen-sugárzás.

A tapasztalatok szerint $80-100 \text{ keV}$ között van maximuma a háttér-gamma-sugárzás spektrumának a nagyobb energiájú fotonok levegő- és talaj-részecskéken való szóródása miatt /1. ábra/. A két eltérő vastagságu kristály háttere a fenti maximumnak megfelelő energiatartományban azonos nagyságu.

A $80-100 \text{ keV}$ -es tartományban a $2,5 \text{ mm}$ és a $76,2 \text{ mm}$ vastagságu NaI/Tl/ detektor érzékenysége is közel azonos.



1. ábra. A ϕ 90 x 2,5 mm-es és a ϕ 76,2 x 86,2 mm-es NaI(Tl) detektorral mért háttérspektrumok alsó 2π ólomárnyékolásban.

A kimutatható legkisebb radioaktívkoncentráció csak az érzékenységtől és a háttérintenzitástól függ, tehát a két különböző méretű és eltérő vastagság/átmérő arányú detektorra közel azonos [12].

Tekintve, hogy a háttér spektrumban a folytonos /szórt/ rész aránya nagy a teljes energiájú csúcsokkal szemben, várható, hogy a csóva okozta dóziszint emelkedés nagy része is a csóva-sugárzás szórt fotonjaitól származik.

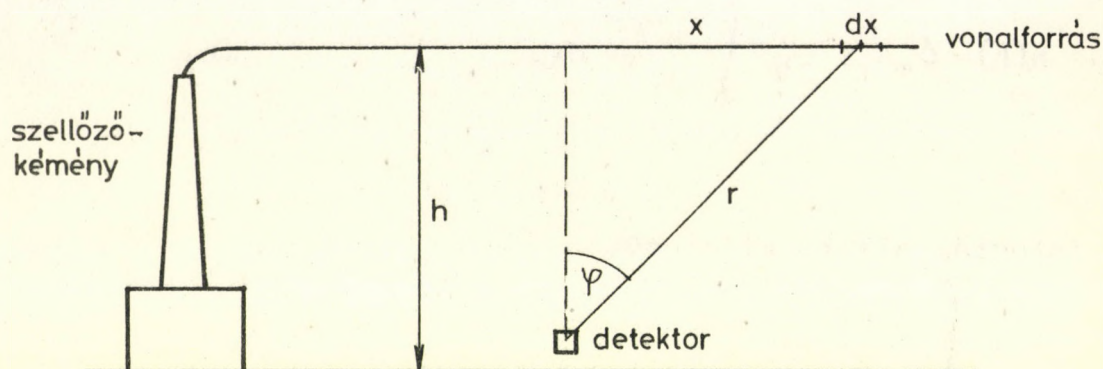
A valóságos kibocsátás spektrális összetétele ismeretlen, baleseti szituációban gyorsan változó és nagy energiájú fotonok is várhatók. A komplexebb in situ mérés elvégzéséhez a ϕ 76,2 x 76,2 mm-es NaI/Tl/ detektor alkalmasabb.

Egy egyszerű modell alapján becsültük meg a csóvától eredő gamma-sugárzás kimutathatóságát a paksi atomerőmű környezetében.

A detektor fölött h magasságban, s attól x vízszintes távolságban levő egyenletes vonalszerű csóva dx szakaszától /2. ábra/ eredő $E = 81$ keV / ^{133}Xe / direkt-gamma-sugárzás a "a" felületű detektor által mért teljesenergiájú csúcsban

$$N(x, h) \cdot dx = \epsilon_T \cdot A_i \cdot f \cdot e^{-\mu r} \cdot \frac{a}{4r^2 \pi} \cdot dx \quad /5/$$

számlálási sebességet eredményez.



2. ábra. A vonalforrás-detektor elrendezés vázlata /h az effektív kéménymagasság/.

Az összefüggésben a jelölések, ill. a felhasznált mennyiségek a következők:

- \mathcal{E}_T - a detektor teljesenergiájú-csucs hatásfoka /1 [24], a tekintett elrendezésben a $10^\pm 90^\circ$ tartományban egyenletes eloszlásu/,
- A_i - az egységnyi vonalhosszra eső E energiájú gamma-sugárzást kibocsátó radioizotóp aktivitása az $/x, h/$ pontban,
- f - a foton/bomlás arány $/0,36 [25]/$,
- μ - a lineáris teljes gyengítési tényező levegőben $/2,01 \cdot 10^{-4} \text{ cm}^{-1} [26]/$,
- a - a detektor felülete $/\text{kb. } 50 \text{ cm}^2/$,
- φ - az r-nek a függőlegestől mért nyílásszöge.

Integrálva az /5/ kifejezést a vonal teljes hosszára a teljes energiájú csucs intenzitása $N(h)$

$$N(h) = \mathcal{E}_T A_i f \frac{a}{2\pi} \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{r^2} dx. \quad /6/$$

Az integrál alatti kifejezés

$$I = \int_0^{\infty} \frac{e^{-\mu r}}{r^2} dx \quad /7/$$

a 81 keV-es sugárzásra $h = 120$ m-es effektív kéménymagasságra, $dx = 10$ m intervallumokban $x = 200$ m-ig numerikusan integrálva $I \approx 5 \cdot 10^{-4} \text{ m}^{-1}$. /Az $x = 200$ m, azaz $r = 233$ m pontból a járulék a számlálási sebességhez kb. 0,4 %/.

A végtelen hosszú, h magasságban levő vonalforrás $\pm \varphi$ szögtartományba eső darabjának E energiájú gamma-sugárzásától a teljes energiájú csucsban a számlálási sebesség

$$N(h) = \mathcal{E}_T \frac{A_i f \cdot a}{2\pi} \frac{F(\varphi, \mu h)}{h} \quad /8/$$

alakban is írható [27], ahol a jelölések a korábban definiáltakkal egyeznek meg és

$$F(\varphi, \mu h) = \int_0^{\varphi} e^{-\mu h \sec \varphi} d\varphi \quad /9/$$

A ^{133}Xe 81 keV-es gamma-sugárzására a $h=120$ m magason lévő végtelen vonalforrás $|\varphi = \pi/2|$ esetén a $|9|$ -es összefüggés értékét táblázatból nyerve [27]

$$\frac{F(\pi/2, 2, 412)}{120 \text{ m}} = 5 \cdot 10^{-4} \text{ m}^{-1},$$

ami megegyezik a $|7|$ kifejezés azonos feltételek mellett kapott értékével, mert a 200 m-nél nagyobb x értékek számlálási sebesség járuléka elhanyagolható.

A 81 keV-es gamma-sugárzásra kb. 20 % relatív fél-értékszélességű $\phi 76,2 \times 76,2$ mm-es NaI/Tl/ detektorral a 81 keV-es gamma-vonal $\pm 2\sigma$ környezetében mért háttér-intenzitás 6,74 imp másodpercenként. Ekkor 20 perc alatt $4\sigma_H$ félszélességű konfidencia intervallum esetén a ki-mutatható aktivitáskoncentráció

$$A_{\min} = 2,1 \text{ MBq m}^{-1}.$$

Mivel az $x > 200$ m $|\varphi > 60^\circ|$ pontokból jövő beütés-szám járulék elhanyagolható, a becslést nem befolyásolja jelentősen, hogy a háttérintenzitást alsó 2π ólomárnyékolásban [12] mértük és az ϵ_T -t a $|0, \pm 90^\circ|$ tartományban egyenletes eloszlásúnak tekintettük.

A közelítés a kéménytől $x=200$ m-nél nagyobb távolságokra érvényes, és a detektor körüli ólomvédelem detektortól mért távolságának tervezésénél érdemes figyelembe venni, hogy a detektor látószögének $\pm 60^\circ$ -on tuli

növelése nem növeli az érzékenységet, de a háttér nő. Hordozható mérőeszköz tervezésénél az ólom maximális tömege szabja meg az optimális védelem geometriai méreteit.

A paksi atomerőmű esetén a normálüzemi tervezett maximális ^{133}Xe kibocsátás intenzitása egy blokkból másodpercenként 88 MBq [13]. Az $u \approx 2 \text{ ms}^{-1}$ átlagos szélsebességgel számolva a hosszegységre eső aktivitás 44 MBq m^{-1} . Figyelembe véve azonban, hogy a csóva a szél tulajdonságai miatt általában nem tartózkodik 20 percig a detektor fölött, továbbá, hogy a háttér gamma-sugárzás bármilyen megváltozása főként a 80-100 keV körüli folytonos gamma-spektrum változásában jelentkezik, ezen túl pedig a kémény alján lévő folyamatos nemesgáz monitor eredményei szerint a nemesgáz kibocsátás a tervezési értéknél sokkal kisebb, a kimutatható és a várható aktivitások között fennálló 21-szeres faktor egy alá is csökkenhet.

Az alsó 2π ólomárnyékolású $\phi 76,2 \times 76,2$ NaI/Tl/ detektorral a paksi atomerőmű jelenlegi kibocsátási szintje mellett spektrometriai módszerrel nem várható a nemesgáz kibocsátás kimutatása.

Méréseket végeztünk a KFKI kísérleti atomreaktor szellőzőkéményén át távozó ^{41}Ar radioaktív nemesgáz spektrometriai kimutatására.

Az ^{41}Ar 1294 keV-es gamma-sugárzására a /8/ összefüggésben szereplő F/h értéke

$$\frac{F(\pi/2, 0,820)}{h} = 4,25 \cdot 10^{-3} \text{ m}^{-1},$$

ha a $h = 100$ m effektív kéménymagassággal számolunk. Az $\mathcal{E}_T = 1$ [24] és $f = 0,9916$ [25]. A 3. ábra "1" és "2" pontján a 4. ábrán látható elrendezés mellett mért háttérintenzitás az 1294 keV-es csucs $\pm 2\sigma$ környezetében 0,40 imp/másodpercenként, amit több különböző időben felvett háttér-spektrum kiértékelésével kaptunk. A háttérintenzitás négyszeres szórását tekintve szignifikáns változásnak, a kimutatható minimális ^{41}Ar aktivitás a vonal mentén

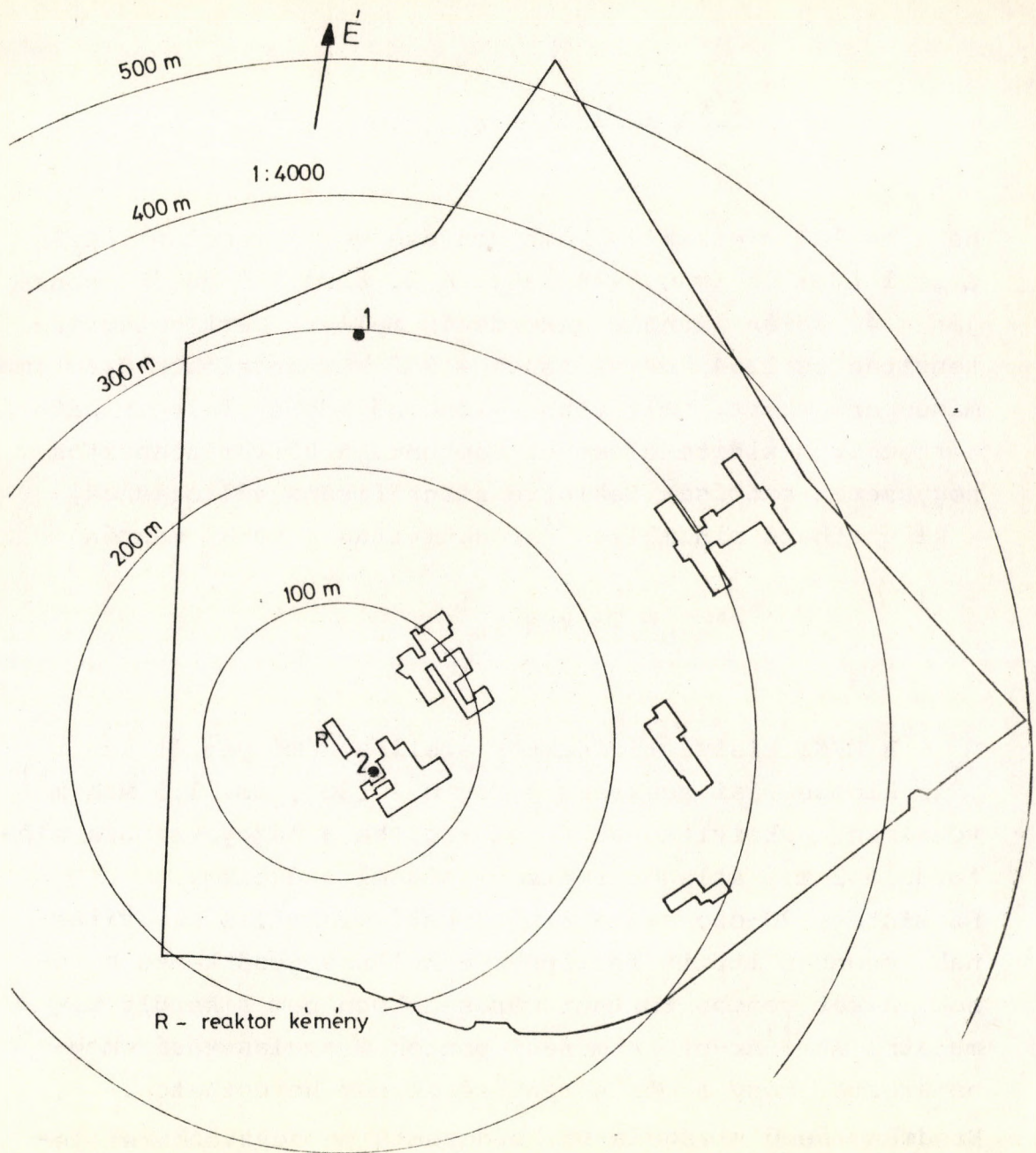
$$A_{\min} = 73 \text{ kBq m}^{-1}.$$

A KFKI kísérleti reaktor szellőzőkéményén át az ^{41}Ar kibocsátási sebesség 3 MBq s^{-1} [30], ami $1,5 \text{ MBq m}^{-1}$ vonalmenti aktivitásnak felel meg, ha a leggyakrabban előforduló 2 m/s átlagos szélesebséggel számolunk.

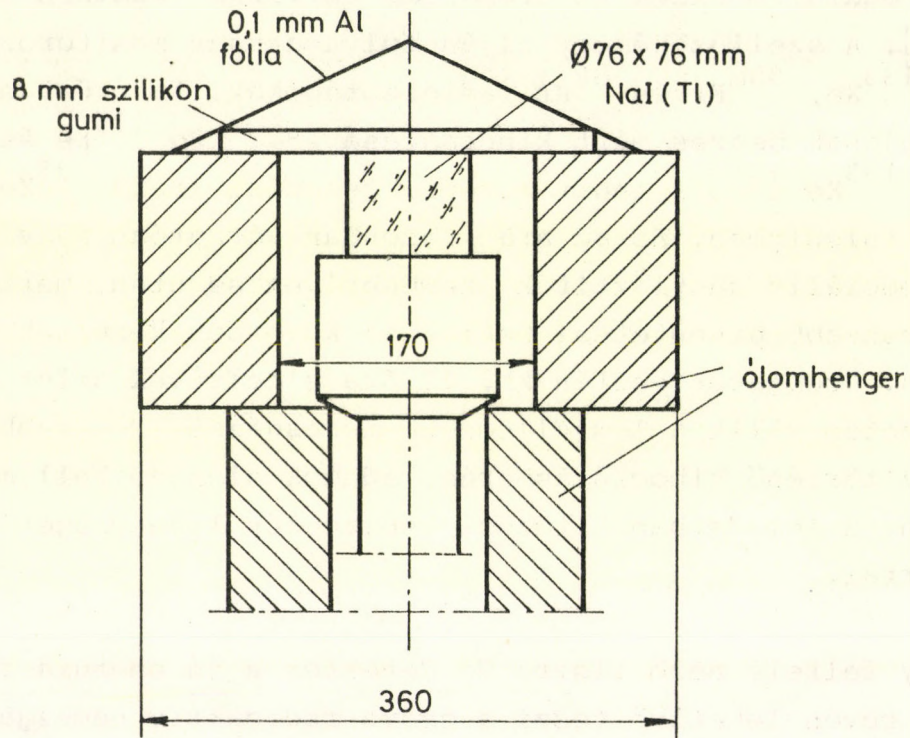
Ez mintegy 20-szorosa a kimutatható minimális aktivitásnak, azonban itt is fellépnek a különbségcsökkentő hatások. A két ponton történt méréseinkben nem sikerült kimutatni az ^{41}Ar -et. A mérési pontok megválasztását meghatározta, hogy a mérőberendezések nem hordozhatók.

Eredményesebb vizsgálatot hordozható mérőeszközökkel lehetne elérni.

Az "1" mérési ponton /3. ábra/ esetenként 10 és 30 másodperces folyamatos integrális beütésszám mérést is végeztünk ICA-70 analizátor segítségével a 20-2100 keV energiaintervallumban, a csóvahatást így sem sikerült kimutatnunk.



3. ábra. A mérések helyei a KFKI területén: 1 és 2



4. ábra. A csóvasugárzás mérésére használt $\text{Ø } 7,6 \times 7,6 \text{ cm}$ -es NaI/Tl/ detektor-elrendezés.

Az időanalízisen alapuló kimutatáshoz szükséges műszerek jelenleg nem állnak rendelkezésre, bár ezzel a módszerrel az általunk is használt detektortípussal mások eredményesen mérték a csóva gamma-sugárzása okozta dózisintenzitást [21].

Az eddigi munkánk az atomerőmű tervezési adatain alapul [13]. A szellőzőkémény alján folyamatosan monitorozzák a ^{135}Xe , ^{133}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$ és ^{88}Kr radioizotópokat. Az erőmű első öt hónapjának összes mért kibocsátása $28,7 \text{ TBq } ^{135}\text{Xe}$ és $4,3 \text{ TBq } ^{133}\text{Xe}$ [33], tehát a rövid felezési idejű ^{135}Xe izotóp van túlsúlyban. Ez az arány azonban várhatóan megváltozik a speciális gáztisztítók üzembehelyezése után, mert a gázok hosszabb pihentetési periódust követően kerülnek kibocsátásra. Üzemzavar esetén kb. 12 óra elteltével szintén a ^{133}Xe izotóp válik a legjellemzőbb nemesgázzá. Hosszabb ideig /2-3 év/ történő kibocsátásmérési adatok alapján kell majd értékelni a feladatban kitűzött csóvamérés lehetőségét NaI/Tl/ detektorral.

Egy felfelé néző tiszta Ge detektor a jó energia felbontása révén lehetővé teszi a csóva radioaktív nemesgázaitól származó gamma-vonalak és a természetes radioizotópok gamma-vonalainak a NaI/Tl/ detektorénál lényegesen jobb megkülönböztetését [28]. Ezen túlmenően egy 5 cm vastag detektor körüli ólomvédelemmel pl. a ^{40}K 1460 keV-es gamma-sugárzásintenzitását kb. 1/3 részére csökkenthetjük [29]. A Ge/Li/ spektrométer kipróbálását először a KFKI kísérleti reaktorának csóvajában lévő ^{41}Ar 1294 keV energiájú sugárzásának kimutatására tervezzük a hordozható Ge/Li/ spektrométer beérkezése után.

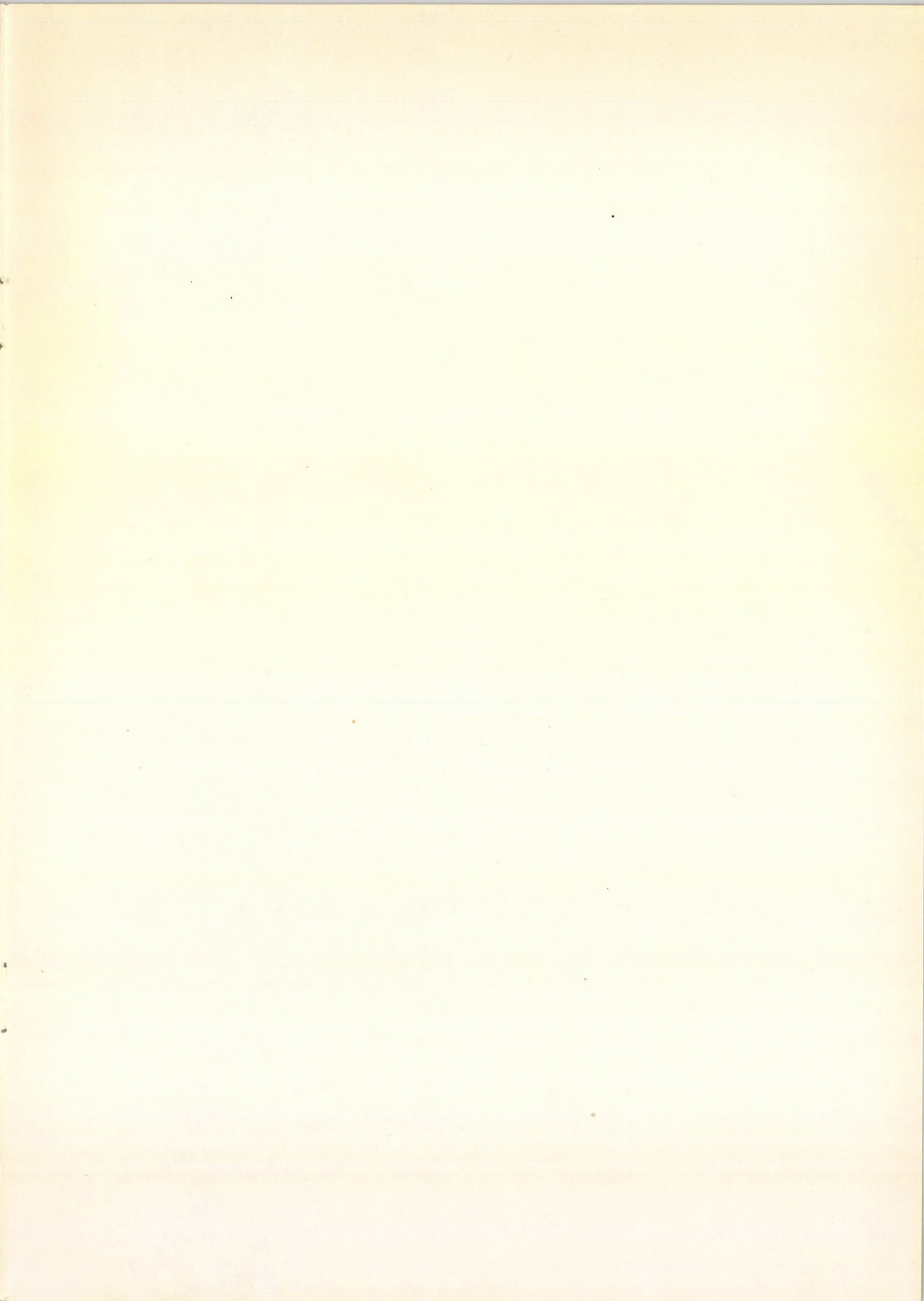
IRODALOM

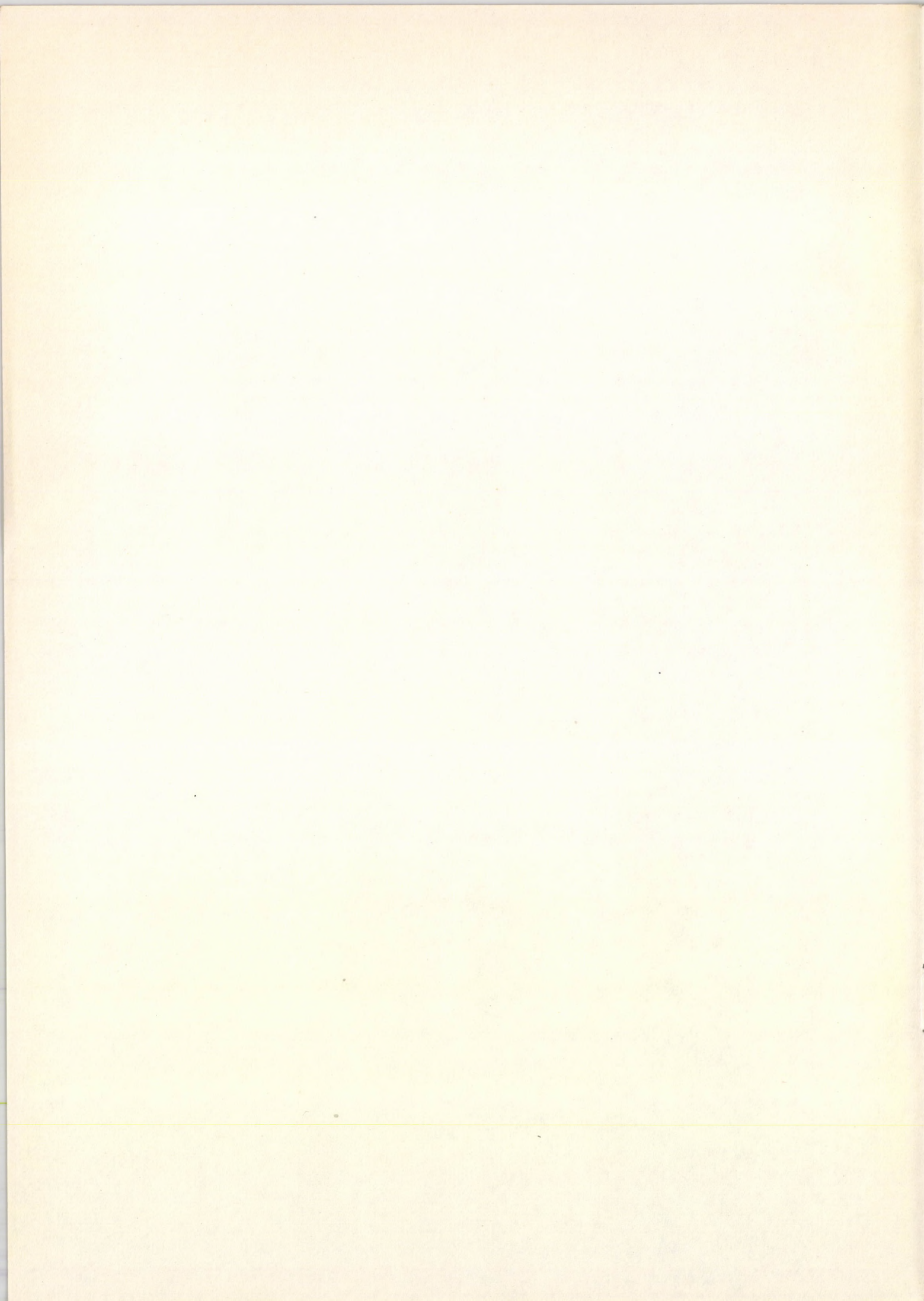
- [1] OKTH rendelet, Magyar Közlöny 8 /1980/ 114
- [2] Beck, H.L., et al., New Perspectives on Low Level Environmental Radiation Monitoring Around Nuclear Facilities, Nucl. Technol., 14 /June 1972/
- [3] Beck, H.L., Miller, K.M., Temporal Variations of the Natural Radiation Field, Proc. of the Second Special Symposium on Natural Radiation Environment, Bombay, India, Jan. 19-23, 1981, Wiley Eastern Limited.
- [4] Beck, H.L., Spectral Composition of the γ -Ray Exposure Rate Due to Noble Gases Released During a Reactor Accident, Health Phys., 43 /1982/ 335.
- [5] Clarke, R.H., MacDonald, H.F., Radioactive Releases from Nuclear Installations, Progress in Nuclear Energy, 2, 2 /1978/.
- [6] Slade, D.H. /Ed./, Meteorology and Atomic Energy 1968, USAEC Rep. TID-24190, 1968.
- [7] Lahti, G.P., Hubner, R.S., Assessment of γ -Ray Exposures Due to Finite Plumes, Health Phys., 41, /1981/ 319.
- [8] Kazuhiko Imai, Toshinori Iijima, Assessment of Gamma-Exposure Due to a Radioactive Cloud Released from a Point Source, Health Phys., 18 /1970/ 207.

- [9] Lahti, G.P. Hubner, R.S., Assessment of γ -Ray Exposures Near a Finite Gaussian Plume, Health Phys., 43 /1982/ 583
- [10] Overcamp, T.J., Fjeld, R.A., An Exact Solution to the Gaussian Cloud Approximation for γ Absorbed Dose Due to a Ground-Level Release, Health Phys., 44 /1983/ 367
- [11] Ryman, J.C., Faw, R.E., Shultis, K., Air-Ground Interface Effect on γ -Ray Submersion Dose, Health Phys., 41 /1981/ 759
- [12] Nagy Gy., Deme S., Vékony NaI/Tl/ detektor érzékenységének vizsgálata a csóvasugárzás komponenseire, OKKFT 7.4.6. Kutatási jelentés, 1983
- [13] Paksi Atomerőmű II., Műszaki terv, IX.-1. kötet, Tyeploelektroprojekt, Kiev, 1976
- [14] Kocher, D.C., Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure to Photon and Electron Radiation from Radionuclides Occurring in Routine Releases from Nuclear Fuel Cycle Facilities, Health Phys., 38 /1980/ 543
- [15] Poston, J.W., Snyder, W.S., A Model for Exposure to a Semi-Infinite Cloud of a Photon Emitter, Health Phys., 26 /1974/ 287
- [16] Gowras, G., Goddard, A.J.H., Organ Doses Due to External γ -radiation Arising from a Finite Plume in the Atmosphere, Health Phys., 42 /1982/ 285

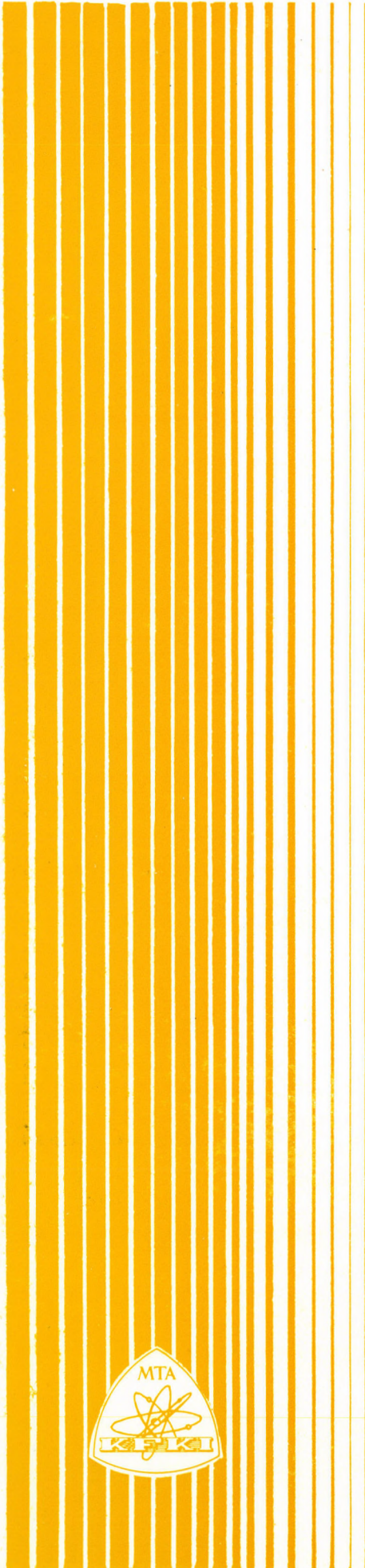
- [17] Pasciak, W., et al., A Method for Calculating Doses to the Population from ^{133}Xe Releases During the Three Mile Island Accident, Health Phys., 40 /1981/ 457
- [18] Koblinger, L., POKER-CAMP: A Program for Calculating Detector Responses and Phantom Organ Doses in Environmental Gamma Fields, KFKI Rep., KFKI-1981-79, 1981
- [19] Gogolak, C.V., Comparison of Measured and Calculated Radiation Exposure from a Boiling Water Reactor Plume, Health and Safety Lab. Rep, HASL-277, Sep 1973
- [20] Miller, K.M., Gogolak, C.V., Raft, P.D., Final Report on Continuous Monitoring with High Pressure Argon Ionization Chambers Near the Millstone Point Boiling Water Power Reactor, Health and Safety Lab., HASL-290, Feb 1975
- [21] Tachimori Ohba, et al., Environmental Radiation Monitoring System Development for Atmospheric Plumes from Light Water Reactor Nuclear Power Plants, Nucl. Tech., 56 /1982/ 580
- [22] Thie, J.A., Low-Level Environmental Monitoring by Fluctuations Analysis, Nucl. Saf., 14 /1973/ 105
- [23] Cline, J.E., Environmental Monitoring and Sampling Overview, IEEE Trans. Nucl. Sc., NS-30 /1983/ 512
- [24] Lazar, N.H., Analysis of Gamma Ray Scintillation Spectra for Quantitative Photon Intensities, IRE Transactions on Nucl. Sci., NS-5 /1958/ 138

- [25] Kocher, D.C., Radioactive Decay Data Tables, DOE/TIC-11026, 1981
- [26] Hubbell, J.H., Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients From 10 keV to 100 GeV, National Bureau of Standards Rep., NSRDS-NBS 29, 1969
- [27] Courtney, J.C., /Ed./, A Handbook of Radiation Shielding Data, Louisiana State University /USA/ Rep., ANS-SD-14, Aug 1975
- [28] Beck, H.L., Lowder, W.M., McLaughlin, J.E., In Situ External Environmental Gamma-Ray Measurements Utilizing Ge/Li/ and NaI/Tl/ Spectrometry and Pressurized Ionization Chambers, Proc. International Symp. on Rapid Meth. for Meas. of Radioact. in the Envir., Neuherberg bei München, 5-9 July 1971, IAEA
- [29] Eiji Sakai, Hiromi Terada, Masaki Katagiri, In Situ Gamma-Ray Measurement Using Ge/Li/ Detectors, IEEE Trans. Nucl. Sc., NS-23 /1976/ 726
- [30] Tóth Mihály, személyes közlés, 1983
- [31] Németh I., et al., A környezeti dózisteljesítmény üzemeltetés előtti helyzetének vizsgálata a Paksi Atomerőmű környezetében, KFKI Rep., KFKI-1982-93, 1982.
- [32] Tóth Á., A lakosság természetes sugárterhelése, Akadémia Kiadó, Budapest, 1983.
- [33] Dési S., et al., A radioaktiv nemesgázok koncentrációjának mérése a Paksi Atomerőmű szellőztető levegőjében, Előadás az MTA "Atomerőművel kapcsolatos analitikai kémia II." Konferencián, Tengelic, 1982. jun. 2.





63.55



Kiadja a Központi Fizikai Kutató Intézet
Felelős kiadó: Gyimesi Zoltán
Szakmai lektor: Zsolnay Éva, Pátkai György
Példányszám: 69 Törzsszám: 84-243
Készült a KFKI sokszorosító üzemében
Felelős vezető: Nagy Károly
Budapest, 1984. március hó