



МРНТИ 29.19.11; 29.19.21

<https://doi.org/10.32523/2616-6836-2024-149-4-36-51>

Научная статья

Атом қозғалтқышы бар әуе кемесінің ұшу экипажын иондаушы сәулеленуден биологиялық қорғау

Д.С. Ергалиев¹, Д.С. Ким¹, М.Ш. Шинжирбеков², Д.М. Калманова³,
Ө.К.Әбдірашев^{3*}

¹ АО «Азаматтық авиация академиясы», Алматы қ.

² Авиациялық персоналды даярлау орталығы

³ Л.Н.Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті, Астана, Қазақстан

(E-mail: ¹des-67@yandex.kz, ¹dmitriy.kim@ukr.net, ²m.shinzhibekov@agakaz.kz,
³dinara_kalmanova@mail.ru, ³omeke_92@mail.ru)

Аңдатпа. Атомдық қозғалтқышы бар ұшақтарды (атомолеттерді) қарқынды дамыту 40-шы жылдардың ортасынан бастап ХХ ғасырдың 60-шы жылдарының ортасына дейін жүргізілді. Сол кезеңдегі жетекші ядролық державалардың конструкторлық бюролары атомолет жобаларында уран-235 энергия өндірудің жоғары тығыздығын пайдалану арқылы дәстүрлі отынның шектеулі қорынан тұратын ұзақ қашықтықтағы ұшақтардың негізгі мәселесін шешті, оның бірнеше грамы ондаған сағат бойы ұшудың үздіксіздігін қамтамасыз етуге жеткілікті. Ядролық күш қондырғысы және құйрық бөлігінде орналасқан 2-4 атомды турбореактивтік қозғалтқышы бар атомолет экипажы 2 апта бойы мүлдем қонбай ауада барражирлей тосқауылдай алатын еді. Ядролық отынның ерекше өнімділігі түріндегі айқын артықшылықпен қатар, атомолеттердің үлкен өлшемдері мен реакторлық қондырғының үлкен массасы, апаттардың апатты салдары және кең аумақтардың немесе акваториялардың радиоактивті ластануының болуы сөзсіз, сондай-ақ тізбекті реакция нәтижесінде пайда болатын радионуклидті иондаушы сәулелену көздерімен ұшу экипажының созылмалы сәулеленуі сияқты елеулі кемшіліктері болды. Егер Атомолеттерге арналған ядролық реактордың массалық-габариттік өлшемдері мәселесі "Туполев" КБ-да шешілсе, ал апат болған жағдайда реактордың қауіпсіздігін оны фюзеляждан бөліп, кейіннен парашют жүйесіне жұмсақ қону жолымен қамтамасыз ету ұсынылса, онда ұшу экипаждарының сәулелену дозаларын азайту мәселесі ашық күйінде қалды. Осы мақалада қорғаныс материалын таңдау және оның қалыңдығын есептеу әдісі ұсынылған, олардың жобалары бүгінгі күнде қайтадан өзекті және перспективалы болған атомолеттердің ұшқыштарының радиациялық қауіпсіздігін қамтамасыз ету үшін қажет.

Түйін сөздер: атомдық күш қондырғы, ядролық реактор, атомолет, радиациялық қауіпсіздік, сәулелену дозасы, әлсіреу еселігі.

Жіберілді 07.10.2024. Өзгертілді 19.11.2024. Қабылданды 20.11.2024. Онлайн қол жетімді 25.12.2024

¹* хат-хабар авторы

Кіріспе

1960 жылдардың ортасында атомолеттер құру жөніндегі мемлекеттік бағдарлама жабылғанға дейін КБ "Туполев" ядролық реакторы және әрқайсысы 15000 ат күші бар төрт турбовинтті қозғалтқышы бар Ту-95М бомбалаушысын шығарды. Егер біз осы жобаны негіз ретінде қабылдайтын болсақ және атомдық шағын электр генераторынан жұмыс істейтін 4 бұрандалы электр қозғалтқыштарының КБ «Туполев»-да жасалған күштік сұлбасын қолданатын болсақ, онда соңғысының жылу және энергетикалық қуаты сәйкесінше 15 және 20 МВт болуы керек. Болжамды есептеулерге сәйкес, осы атомолеттің ұшу экипажы мүшелерінің сәулелену дозаларының жеке баламалары тәулігіне шамамен 2,5 бэр (25 мЗв) [1] құрайды, ал иондаушы сәулелену көздерімен кәсіби қызметпен айналысатын персоналдың тиімді сәулелену дозасы жылына 2 бэрден (20 мЗв) аспауы тиіс [2]. Радиациялық қауіпсіздікті нормалау қағидатын сақтау үшін атомолеттің ұшу экипажын қорғауды ескеру қажет. Әуе кемесінің шектеулі өлшемдеріне байланысты қашықтықтан қорғауды қолдану мүмкін емес, ал уақытты қорғау оны ұзақ мерзімді ұшақ ретінде пайдалануды болдырмайды, сондықтан экрандау ALARA-ның атомдық күш қондырғысы шығаратын сәулелену дозаларын рұқсат етілген шектерге дейін азайту үшін мүмкін болатын жалғыз әдісі болып қала береді.

Мәселені қою

Әуе кемесінің атом күштік қондырғысы ретінде қызмет ететін жұмыс істейтін реактордың белсенді аймағында ұшу экипажының мүшелеріне әсер ететін нейтрондар мен гамма-сәулелену көздері жасалады. Иондаушы сәулеленудің басқа түрлерінің көздері контейнменттің регерметизациялануымен болған апаттық жағдайларды қоспағанда, белсенді аймақтан тыс болмайды, сондықтан жоспарлы пайдалану жағдайында А тобының персоналына жататын ұшқыштардың сәулелену дозалары қалыптастырылмайды [3].

Реактордың белсенді аймағында түзілетін нейтрондардың 4 түрінің ішінде персонал үшін қауіптің негізгі көзі лезде ^{235}U , ^{233}U и ^{239}U уран атомдарының ядроларының бөліну процесінде жүретіндер болады. Бұл радионуклидтерді бөлу кезінде сәйкесінше шамамен $2,5 \pm 0,03$, $2,47 \pm 0,03$ және $2,9 \pm 0,04$ нейтрондар болады. Салыстыру үшін, жартылай ыдырау периоды 0,18–54,5 секунд болатын жеке бөлшектенген радиоизотоптар шығаратын кешіктірілген нейтрондарды өндірудің қарқындылығы орташа есеппен 0,002–0,007 нейтр./бөлу [4].

Отынның, баяулатқыштың, жылу тасымалдағыштың және құрылымдық материалдардың құрамына кіретін элементтердің ядроларымен жылу нейтрондарын ұстау нәтижесінде 10 МэВ дейінгі энергиямен ұсталатын гамма-сәулелену пайда болады. Гамма – сәулеленудің нақты спектрі мен энергетикалық таралуы белсенді аймақтың құрамына байланысты, бірақ негізгі бөліну өнімдері: ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{93}Nb , ^{95}Zr , ^{110m}Ag , $^3\text{H}(\text{T})$, ^{14}C , ^{41}Ar [5].

Нейтрондардан қорғауды есептеудің қолданыстағы әдісі [6] құрамында сутегі бар материалдың (мысалы, парафин) қабатының қалыңдығын есептеуге мүмкіндік береді, бұл олардың атомолет экипажына әсерін болдырмайды. Қатты және енетін гамма-сәулеленуден қорғау үшін материалды таңдау және оның қалыңдығын анықтау 2015 жылдан бері орын алған радиациялық қауіпсіздік нормалары мен ережелерінің өзгерістерін ескере отырып, есептеу алгоритмін нақтылауды талап етеді.

Жоғарыда аталған гамма-сәуле шығаратын радионуклидтердің максималды энергиясы ^{60}Co ($E \approx 1,25 \text{ МэВ}$), ол басқа көздермен бірдей белсенділікпен үлкен керма мен сіңірілген сәулелену дозасын жасайды, сондықтан қорғаныс экранының қалыңдығының типтік есебі берілген изотоптың физикалық параметрлері бойынша жасалады.

Зерттеудің мақсаты мен міндеттері

Осы бапта жүргізілген зерттеудің мақсаты қамтамасыз ету және бақылау саласындағы ұлттық және халықаралық заңнаманың бүгінгі талаптарына сәйкес сәулеленудің есептік және нормаланатын дозаларын айқындау қағидаларындағы өзгерістерді ескере отырып, атом күштік қондырғысы бар әуе кемесінің бортындағы ядролық реактордың белсенді аймағында пайда болатын гамма-сәулелену көздерінен қорғаныш экранының қалыңдығын есептеу әдістемесін ұсыну болып табылады радиациялық қауіпсіздік жағдайлары.

Мақсатқа жету барысында келесі міндеттер шешілді:

1. қорғаныс материалын және оның қалыңдығын таңдаудың қолданыстағы әдісінің сипаттамасы келтірілген;
2. жеке радионуклид көздерінің белсенділігіне байланысты экспозициялық дозаның қуатын есептеуге негізделген, бірақ оның ауа кермасына және жеке баламасына қажетті түрлендірулерін қамтитын сәулелену қарқындылығының әлсіреу еселігін есептеу әдісі ұсынылды;
3. Атом қозғалтқышы бар әуе кемесінің ұшу экипажының тиімді сәулелену дозасын есептеудің үш тәсіліне салыстырмалы талдау жүргізілді;
4. әуе кемелерінің ұшу экипаждарының ғарыштық сәулеленуінің жеке дозаларын геомагниттік ендік пен ұшу орындалатын теңіз деңгейінен биіктік негізінде есептеудің бұрын әзірленген әдісі сипатталған.

Зерттеу материалдары мен әдістері

Тақырыпты қарастыру барысында ұсынылған материалдардың ұшаққа берілген модель бөлшектері пайдаланылады, олардың өндіріске қазіргі заманға дейінгі пайдаланысқа сипатталып келмеді, негізгі материалға прототиптің көп уақыт негізінде пайдаланбады. И.В. Курчатовтың жетекшілік ете отырып Ту-95 атомолеті негізінде дайындалынған азды реактор прототиптері болған кезде, Атом қондырғысына бақылау жүргізетін амбиенттік доза эквиваленттеріне шамасын өлшенетін және фотондарды

иондайтын зарядталып алған бөлшектерге негізгі бөліктерінің құлдырауына әкелетінің байқап, берілген бөліктердің қалыңдығына негізгі есептеулер жүргізуге болады. Қорғаныс қалыңдығына және экранға ұсынылған материалдың тығыздығына қарай пайдалы байланыстар ұсынамыз. Негізгі, гамма-сәулеленуде жартылай әлсіздікке ұшырауы үшін қорғасынның қорғанатын қабаттарына қалыңдықтары 1,3 см, темірден – 3,6 см, бетоннан – 13 см, модификацияланғандықтан арболиттен – 20 м, Судан – 27 см.

Жартылай әлсіреу қабаттарының саны әлсіреудің қажетті еселігіне байланысты және формула бойынша анықталады:

$$k = 2^n, \quad (1)$$

k – әлсіреудің қажетті еселігі, n – жартылай әлсіреу қабаттарының саны.

Формула бойынша k логарифмі арқылы n иррационалды есептеуге жүгінбеу үшін:

$$n = \frac{\ln k}{0,693}, \quad (2)$$

1-кестедегі шамамен алынған деректерді пайдалануға болады.

Кесте 1. (k) еселігі мен жартылай әлсіреу қабаттарының саны (n) арасындағы шамамен байланысы

k	2	4	8	16	32	64	125	250	500	1000
n	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10

Егер ИИ-ны 8000 есе әлсірету қажет болса, яғни (1) $8000 = 2^n$ болса, онда k (3) немесе 8 және 1000 есе әлсіреуді қамтамасыз ету үшін қажетті N қабаттарын қосу арқылы есептелуі мүмкін:

$$n = 3 + 10 = 13. \quad (3)$$

Алайда, гамма-сәуле шығаратын радионуклидті көздерден атомдық күштік қондырғысы бар әуе кемесінің ұшу экипажы үшін оның радиациялық қауіптілігін бағалау мақсатында реактордан әр түрлі қашықтықтағы амбиентті доза эквиваленттерінің қуаттарын нақты өлшеу деректері болмаған жағдайда, ең алдымен олардың жиынтық белсенділігін ($A(\tau)$, Бк) формуланы қолдана отырып есептеу қажет [8]:

$$A(\tau) = 6,3 \times 10^6 \times (1 - 0,9\tau - 0,16) \times W\tau, \quad (4)$$

мұндағы τ – реактордың жұмыс уақыты, ч; $W\tau$ – реактордың жылу қуаты, Вт.

Егер үздіксіз ұзақтығы 24 сағаттан кем емес ұзақ мерзімді рейстер жасауға қабілетті атомолет үшін жылу қуаты 15 МВт реактор қажет болса [9], онда (4) формула бойынша есептелген оның белсенді аймағындағы радиоактивті бөліну өнімдерінің жиынтық белсенділігі 43,35 ТБк құрайды:

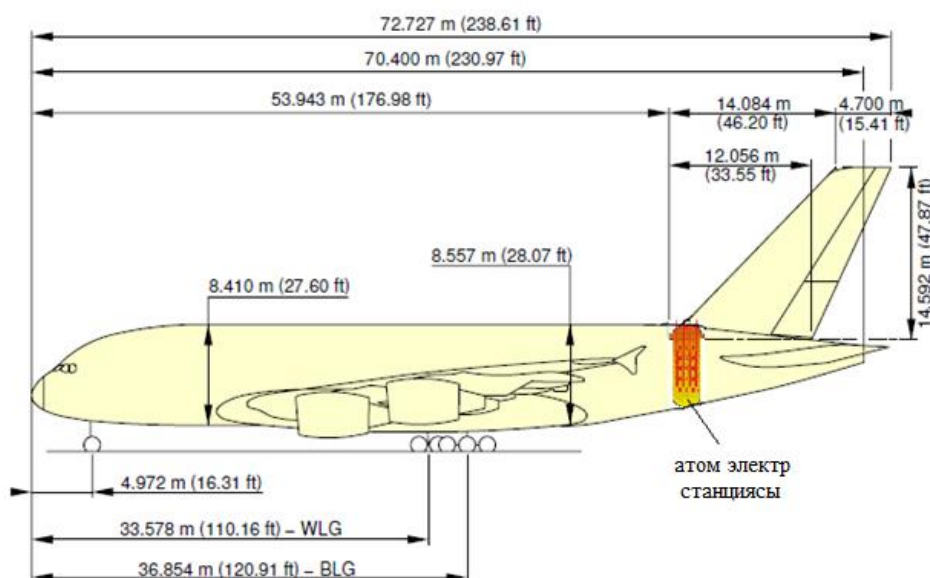
$$A(\tau) = 6,3 \times 10^6 \times (1 - 0,9 \times 24 - 0,16) \times 15\,000\,000 = 43\,350\,602\,871\,392 \text{ Бк.} \quad (5)$$

Дозаның қуатын консервативті есептеу үшін ^{60}Co энергиясын ескеру қажет, бұл реактордың өзегіндегі басқа сынық гамма-сәуле шығарғыштармен салыстырғанда максималды. Радионуклидтің белгілі белсенділігімен ол жасаған дозаның экспозициялық қуатын формула бойынша есептеуге болады:

$$P_X = \frac{\lambda \times A}{R^2} \quad (6)$$

мұнда P_X – дозаның экспозициялық қуаты, Р/ч; λ – ыдырау тұрақтысы (^{60}Co $\lambda = 12,853$); A – радионуклидтің белсенділігі, мКи (1 Ки = $3,7 \times 10^{10}$ есебімен Бк (5) өрнекте анықталған белсенділік $1,17 \times 10^6$ мКи); R – радионуклидтен қашықтығы, см.

Радионуклидтен қашықтықты (R) реакторлық күштік қондырғының ұшу экипажының кабинасынан қашықтығына тең қабылдау керек. Егер атомолетке гипотетикалық түрлендіруге арналған негізгі әуе кемесі ретінде бүгінгі күнге дейін ең ірі өндірістік әуе лайнерін Airbus A-380 таңдаса, онда атомдық күш қондырғысының құйрық бөлігіндегі орналасқан жерінен ұшқыштар кабинасына дейінгі қашықтық 45,5 м [10] болады, оны 1-суреттен оңай анықтауға болады.



Сурет 1 – Airbus A-380 типтік әуе кемесінің өлшемдері

Осылайша, Airbus A380 базасында құрылған ұшақтың ұшқыштар кабинасында құйрық бөлігінде орналасқан жылу қуаты 15 МВт жұмыс істейтін атом электр станциясының гамма-сәулеленуінен болатын дозаның экспозициялық қуаты:

$$P_X = \frac{12,853 \times 1,17 \times 10^6}{4550^2} = 0,73 \frac{\text{P}}{\text{ч}}, \quad (7)$$

1 зиверт пен 100 рентген теңдігі негізінде эквивалентті доза қуатын (P_H) есептеп:

$$P_H = 0,01 \times P_X = 7,3 \text{ мЗв/ч}, \quad (8)$$

анықтамалық кітаптан белгілі бір материалдан қорғаныстың қалыңдығын таңдауға мүмкіндік беретін әлсіреу коэффициентін анықтауға болады.

Иондаушы сәулеленудің әлсіреу еселігі белгілі бір көзден эквивалентті доза қуатының А тобы персоналы үшін белгіленген рұқсат етілген жылдық доза қуатының шегіне қатынасы ретінде есептеледі:

$$K = \frac{P_H}{P_{\text{доп}}}, \quad (9)$$

K – иондаушы сәулеленудің әлсіреу еселігі, P_H – иондаушы сәулелену көзінен эквивалентті дозаның қуаты, Зв/ч; $P_{\text{доп}}$ – А тобы персоналы үшін рұқсат етілген доза қуаты, Зв/ч.

Гигиеналық нормативтерге сәйкес [2], иондаушы сәулелену көздерімен тікелей жұмыс істейтін барлық қызметкерлер, соның ішінде қауіпті радиоактивті жүктерді тасымалдайтын жүргізушілер кіретін А тобы персоналының жылдық кәсіптік сәулеленуінің рұқсат етілген дозасы 20 мЗв-қа тең. Сондай-ақ А тобының қызметкерлеріне арналған гигиеналық нормативтермен 1700 сағатты құрайтын қысқартылған жылдық жұмыс уақыты анықталды [3]. Осылайша, А тобының қызметкерлері үшін рұқсат етілген доза қуатын есептеуге болады:

$$P_{\text{доп}} = \frac{20}{1700} = 11,76 \text{ мкЗв/ч}. \quad (10)$$

Егер әуе кемесінің құйрық бөлігіндегі атомдық күш қондырғысынан 45,5 м қашықтықта P_H 7,3 мЗв/сағ тең болса, онда әлсіреудің қажетті еселігі (k) 621 құрайды:

$$k = \frac{7300 \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}}{11,76 \frac{\text{мкЗв}}{\text{ч}}} \approx 621. \quad (11)$$

Қажетті әлсіреу коэффициентін, ^{60}Co изотопы (1,25 МэВ) тудыратын гамма-сәулелену энергиясын және қорғаныс экранының материалын біле отырып, оның қалыңдығын анықтамалық [11] арқылы оңай анықтауға болады: қорғасынды пайдаланған кезде ол 12,3 см болады.

Осыған ұқсас, 1 мЗв жылдық тиімді дозасының шегіне және 8800 сағатқа тең иондаушы сәулеленудің әсер ету уақытына сүйене отырып, қуаты 0,11 мкЗв/сағ-тан асатын техногендік сәулеленуге ұшырамауға тиіс халықты қосымша қорғаудың қалыңдығы есептеледі, оның әсер ету қуаты атомдық күш қондырғысынан 45,5м қашықтықта 7,3 мЗв/сағ болғанда ұшқыштар кабинасында халықтың сәулелену дозасынан асып кетпеуі үшін қалыңдығы 7,7 см қорғасыннан қосымша қорғаныс қажет.

Алайда, егер эквивалентті дозадан емес, экспозициялық доза жылдамдығынан шығатын болсақ, 1 зиверт 100 рентгенге тең деген болжаммен шектелуге болмайтын бірқатар түрлендірулерді жүргізу қажет. Мысалы, 45,5 метр (4550 см) қашықтықта өлшенген немесе (7) формула бойынша есептелген ⁶⁰Со көзінен алынған гамма-сәулеленудің әсер ету дозасының жылдамдығы (RD) 0,73 Р/сағ болса, онда оны ескеру қажет. Электрондық тепе-теңдік жағдайында белгілі бір көлемге шығатын және түсетін электрондардың жалпы энергиялары тең болғанда, әсер ету өлшем бірліктері мен ауадағы жұтылатын доза арасында мынадай байланыс орнатылады:

$$1 \text{ Р} = 0,0087 \text{ Гр}, \quad (12)$$

яғни, 1 Р экспозициялық дозасы 0,87 рад-қа тең ауадағы сіңірілген дозаға сәйкес келеді, алайда бұл мән сол өрісте сәулеленудің әсерінен адам алатын дозадан өзгеше. Ауадағы доза негізінен азоттың, көміртектің және оттегінің болуына байланысты, ал биологиялық тінде сутегі (массасы бойынша 10,1%) бар, ол басқа элементтермен салыстырғанда екі есе көп сіңіру қабілетімен сипатталады, сондықтан биологиялық тінде 1 р экспозициялық доза 0,0095 гр-ге тең сіңірілген дозаға сәйкес келеді [12].

Рентген, бета және гамма – сәулелену үшін эквивалентті доза сіңірілгенге тең болғандықтан, 1 Р/сағ 0,0095 Зв/сағ-қа тең болуы мүмкін, содан кейін 45,5 м қашықтықтағы атомдық күш қондырғысындағы гамма-сәуле шығаратын радионуклидтердің эквивалентті дозасының (РН) қуаты:

$$\text{РН} = 0,73 \times 0,0095 = 6,9 \text{ мЗв/ч}. \quad (13)$$

Сыртқы сәулеленудің әсерлі дозасы (Е) формула бойынша есептеледі:

$$E = \text{РН} \times \text{КП}, \quad (14)$$

КП – эквивалентті дозадан әсерлі дозаға ауысу коэффициенті:

– 0,642-0,7-ні 1,09-ға бөлуге байланысты. Ауада сіңірілген доза туралы деректерге негізделген, қоршаған ортада барлық гамма-сәулелендіретін радионуклидтерден тиімді дозаны есептеу үшін БҰҰ-ның Атом радиациясының әсері бойынша Ғылыми комитеті 0,7 [13] аудару коэффициентін қолдануды ұсынды, бұл әртүрлі органдар мен

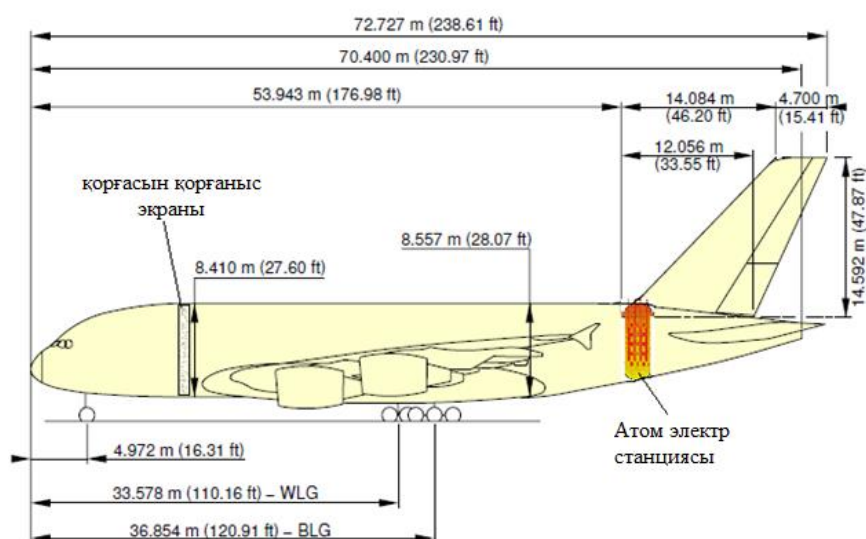
тіндермен сәуленің шығарылуын және оның кері таралуын ескеру үшін, және ауада сіңірілген дозаны түрлі энергиялы фотондар үшін тиімді дозаға аудару үшін нақтырақ коэффициенттерді көрсетті. Гамма-сәулеленудің сіңірілген дозасын ауаэквивалентті дозиметрлермен өлшеу кезінде өлшенген нәтижелерді биологиялық тіндегі эквивалентті доза бірліктеріне аудару қажет, бұл үшін гамма-сәулеленудің спектрін білу қажет. Спектр туралы деректердің болмауы және дозаның қуатының фоннан шағын айырмашылықтары кезінде ауада сіңірілген дозадан тіндегі эквивалентті дозаға өту коэффициентін 1,09 деп қабылдауға болады, бұл биологиялық тіндегі (0,0095 Гр) жүйеден тыс экспозициялық дозаның эквивалентінің бірлігінің (1 Р) ауадағы (0,0087 Гр) ұқсас көрсеткішіне қатынасының нәтижесінде анықталады;

– 1.903 – [14] III.1a кестесіне сәйкес пластиналық фантомдағы ауа кермасының эквивалентті дозаға (Hr(6)/K) айналу коэффициентінің максималды мәні;

– 1 – [3]-дегі әсерлі дозаның анықтамасына сәйкес, өйткені әртүрлі мүшелер мен тіндердің радиосезімталдықты есепке алатын салмақ коэффициенттерінің қосындысы бірлікке тең.

Бірінші жағдайда экспозициялық доза күші 0,73 Р/сағ әсерлі доза күшіне 4,43 мЗв/сағ тең болады, екіншісінде – 13,13 мЗв/сағ, үшіншісінде – 6,9 мЗв/сағ. Бұл доза күштерінің қажетті әлсірету мөлшерлері 377, 1117 және 587 болып табылады, ал қорғасын қорғаныс қалыңдығы: тиісінше 11,3 см, 13,5 см және 12 см.

Сәулелік қауіптіліктің гиперпрофилактикасы принципіне сүйене отырып, 15 МВт термиялық қуаттылығы бар атомдық энергетикалық қондырғысы бар әуе кемесінің ұшқыш экипажының кабинасын, фюзеляждың құйрық бөлігінде, 2-суретте көрсетілгендей, 13,5 см қалыңдығындағы қорғасын қабырғамен қорғау керек.



Сурет 2 – Airbus A-380 үлгілі әуе кемесінің бортындағы ұшқыш экипажын сәулелік қорғау үшін атомдық күш қондырғысы мен қорғасын экранының орналасу схемасы

Қорғасын экранының массасы, Airbus A-380 үлгілі әуе кемесінің ұшқыш экипажын 15 МВт термиялық қуаттылығы бар атомдық күш қондырғымен радионуклидтік гамма-сәулелену көздерінен, мысалы, жоғары энергетикалық ^{60}Co -дан қорғау үшін, фюзеляждың биіктігі 8,410 м, ені 7,1 м және қорғасынның тығыздығы 11 350 кг/м³ есептеуінен 91,5 кг құрайды.

Осы қорғасын экранын, нейтрондардан қорғау үшін парафин қабатымен жабылған кезде, атомолет пилоттарының сәулелену дозасы, сондай-ақ қалыпты әуе кемелерінің ұшқыш экипажының дозасы тек космостық сәулелену көздерінен болатын болады, оның әсері әзірге зиянды өндірістік фактор ретінде ескерілмейді. Қазіргі уақытта азаматтық авиация әуе кемелерінің ұшқыш экипажының жеке дозиметрлік бақылауын тек космостық сәулеленудің жеке дозаларының тікелей және жинақталған өлшеулері арқылы жүргізуге болады [15]. Дегенмен, азаматтық авиация әуе кемелерінің ұшқыш экипаждарының космостық сәулеленудің жеке дозаларын өлшеу көпжылдық деректеріне сүйене отырып, космостық сәулеленудің иондаушы компонентінің жылдық эквивалентті дозасының (H_{cosmic}) келесі формуласы шығарылған [16]:

$$H_{\text{cosmic}} = 15 + 0,118 \times (\text{latitude} - 25^\circ) + 11 \times e^{\frac{h}{1,96 \times e^{-0,0028 \times (\text{latitude} - 10^\circ)}}} \quad (15)$$

мұндағы H_{cosmic} – жылдық эквивалентті доза, мбэр/год; *latitude* – геомагниттік ендік, град. (Қазақстан үшін *latitude* = 30°–44°); *h* – теңіз деңгейінен биіктік, км.

Жоғары өтімді космостық сәулелену (мюондар, пиондар) үшін биологиялық тіндерде әлсіреу өте аз, сондықтан әуе кемелерінің ұшқыш экипаждарының космостық сәулеленуден жеке тиімді дозасын (E_{cosmic}) космостық сәулеленудің иондаушы компонентінің эквивалентті дозасымен бірдей деп қабылдау керек:

$$E_{\text{cosmic}} = H_{\text{cosmic}} \quad (16)$$

Азаматтық авиация әуе кемелерінің ұшу экипаждары әрбір ұшудың ұзақтығын, геомагниттік ендігін және биіктігін белгілейді, содан кейін бұл деректерді (15) формула бойынша ғарыштық сәулеленудің иондаушы компонентінің жылдық эквивалентті дозасын есептеу үшін пайдаланады. Егер Азаматтық авиацияның әуе кемесі Қазақстан Республикасының тропосферасында геомагниттік ендікте жұмыс уақыты нормаларын сақтай отырып, бір жыл ішінде ұшатыны белгілі болса, онда ұшу экипажының әрбір мүшесі үшін ғарыштық сәулеленудің иондаушы компонентінің (H_{cosmic}) жылдық эквивалентті дозасы шамамен 30 миллизивертті (мЗв) құрайды:

$$H_{\text{cosmic}} = 15 + 0,118 \times (44^\circ - 25^\circ) + 11 \times e^{\frac{10}{1,96 \times e^{-0,0028 \times (44^\circ - 10^\circ)}}} \approx 3027 \text{ мбэр} \approx 30 \text{ мЗв} \quad (17)$$

бұл Гигиеналық нормативтермен белгіленген жылына 20 мЗв доза шегінен асады, бірақ атомдық күш қондырғысын қолдануға байланысты компоненттер жоқ.

Зерттеу нәтижелері

1. Қорғаныс қалыңдығын анықтаудың қолданыстағы әдісінің сипаттамасынан ол экспозициялық доза қуатының жартылай әлсіреу қабаттары немесе оның әр түрлі материалдармен амбиентті эквиваленті туралы мәліметтер болған кезде және иондаушы сәулелену көзін экрандау құрылғысы туралы жедел шешім қабылдау қажет болған жағдайда қолданылады.

2. Радионуклидтердің жекелеген көздерінің белсенділігіне байланысты экспозициялық дозасының қуатын, оның ішінде оның қоршаған орта немесе жеке эквивалентке қажетті түрлендірулерін есептеуге негізделген сәулелену қарқындылығының әлсіреу коэффициентін есептеудің ұсынылған әдісі сәулеленудің қалыңдығын дәлірек анықтау үшін қорғаныш материалы иондаушы сәулелену көздерін қорғайды, дөңгелектеу 1 зиверттен 100 рентгенге дейін қолданылмайды, ауа кермасының операциялық есебі үшін жарамды.

3. Атом қозғалтқышы бар әуе кемесінің ұшу экипажының тиімді сәулелену дозасын анықтаудың үш тәсіліне жүргізілген салыстырмалы талдау эквивалентті дозаны әсерлі дозаға қайта есептеудің максималды коэффициентін таңдау арқылы радиациялық қауіптіліктің гиперпрофилактикасы қағидаты бойынша қорғаныш экранының консервативті есебін қолданудың орындылығын көрсетті.

4. Ұшу экипаждарының геомагниттік ендік пен теңіз деңгейінен биіктікке негізделген ғарыштық сәулеленудің жеке дозаларын есептеудің сипатталған әдісі атомолеттер мен қарапайым әуе кемелерінің ұшқыштарына созылмалы әсер ететін негізгі радиациялық қауіпті өндірістік факторды ескеруге мүмкіндік береді.

Зерттеу нәтижелерін талқылау

Бүгінгі күні иондаушы сәулеленуден қорғаудың қалыңдығын есептеу кезінде олардың радиосезімталдығын ескере отырып, адамның бүкіл денесіне және оның жеке мүшелері мен тіндеріне радиациялық әсердің алыс салдарларының пайда болу қаупінің өлшемін сипаттайтын тиімді дозаны анықтау негіз болып табылады. Бүкіл денедегі дозаның жеке эквивалентін тиімді дозаға қайта есептеу ережесі түбегейлі маңызды, өйткені тиімді доза ұғымы бүкіл дененің біркелкі емес сәулеленуінің стохастикалық әсерінің қаупін бағалау үшін енгізілген және оның мәндері қазіргі уақытта халықаралық және ұлттық стандарттармен белгіленген адам ағзасына радиациялық әсердің нормаланған шамалары болып табылады. Радиациялық қауіпсіздік санитарлық ережелерімен ұсынылған формула бойынша тиімді дозаны есептеу [3] органдарда эквивалентті доза туралы ақпараттың болмауына байланысты өте қиын, сондықтан практикалық жұмыста негізінен (14) формуламен анықталған тиімді дозаның аддитивтілікке пайымдалған жуықтау әдістерінде жүргізіледі.

Қорытынды

1. Қолданыстағы операциялық жолмен есептелген атомдық күш қондырғысы бар әуе кемесінің ұшу экипажын гамма-сәулелену көздерінен қорғасын қалыңдықтары 11,7 см құрады.

2. Жекелеген радионуклидті көздердің белсенділігіне байланысты экспозициялық дозаның қуатын есептеуге негізделген сәулелену қарқындылығының әлсіреу еселігін есептеудің ұсынылған әдісі, оның амбиентті немесе жеке эквиваленттіге қажетті түрлендірулерін қоса алғанда, атомдық күш қондырғысы бар әуе кемесінің ұшу экипажының гамма-сәулелену көздерінен қорғасын қорғанысының қалыңдығының неғұрлым дәл мәні 13,5 см-ге тең екенін көрсетті.

3. Атомдық қозғалтқышы бар әуе кемесінің ұшу экипажы үшін тиімді сәулелену дозасын анықтаудың үш әдісінің салыстырмалы талдауы көрсеткендей, гамма-сәулелену көздерінен әуе кемесінің ұшу экипажына арналған қорғасын қорғаныс құрылғысының қалыңдығы 13,5 см және салмағы 91,5 кг, атомдық күш қондырғысынан 45,5 м қашықтықта олардың жеке тиімді дозаларын есептеу консервативті әдіспен жүзеге асырылса да, атомелет ұшқыштары үшін кәсіптік доза шегінен асып кетпеуін қамтамасыз етеді.

4. Ұшу экипаждарының геомагниттік ендік пен теңіз деңгейінен биіктік негізінде есептелген ғарыштық сәулеленудің жеке дозаларының болжамды шамасы атомелеттің немесе кәдімгі әуе кемесінің әрбір ұшқышы үшін жылына шамамен 30 мЗв құрайды, бұл А тобы персоналының кәсіптік сәулелену дозасының шегінен 10 мЗв артық.

Авторлардың қосқан үлесі.

Ергалиев Д.С. – атом қозғалтқышы бар әуе кемесінің ұшу экипажын иондаушы сәулеленуден биологиялық қорғаудағы операциялық жолмен есептеді.

Ким Д.С. – атомдық күш қондырғысы бар әуе кемесінің ұшу экипажын гамма-сәулелену көздерінен қорғасын қалыңдықтары мен радиациялық қауіпсіздік санитарлық ережелерін ұсынды.

Шинжирбеков М.Ш. – формула бойынша тиімді дозаны есептеді.

Калманова Д.М. – органдарда эквивалентті доза туралы ақпараттың болмауына байланысты өте қиын, сондықтан практикалық жұмыста негізінен формулалармен анықталған тиімді дозаның аддитивтілікке пайымдалған жуықтау әдістеріне зерттеу жүргізді.

Әбдірашев Ө.К. – иондаушы сәулеленуден қорғаудың қалыңдығын есептеу кезінде олардың радиосезімталдығын ескере отырып, адамның бүкіл денесіне және оның жеке мүшелері мен тіндеріне радиациялық әсердің алыс салдарларының пайда болу қаупінің өлшемін сипаттайтын тиімді дозаны анықтады.

Әдебиеттер тізімі

1. Pourmikaeil K., Sadeghi M. Air Carriage of Nuclear Materials and Compensation of Third Parties // Journal of Nuclear Science and Technology. – Iran: Nuclear Science and Technology Research Institute, 2018. – 38(1396).– P. 18–27. – **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
2. Гигиенические нормативы к обеспечению радиационной безопасности. – Приказ Министра здравоохранения Республики Казахстан. – 2.08.2022. – № ҚР ДСМ-71. – 132 с. - **кітап**
3. Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». – Приказ Министра здравоохранения Республики Казахстан. – 15.12.2020. – № ҚР ДСМ-275/2020. – 88 с. - **кітап**
4. Kalesh Khan A., Rama M. Finite Element Analysis and simulation of missile impact on Nuclear Reactor Containment Structure // Electronic Journals for Science and Engineering. – 22(2). – PP. 27–32. <https://doi.org/10.56748/ejse.223142>– **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
5. Kim D.S. et al. Spectrometry analysis of fumes of mixed nuclear fuel (U0.80Pu0.20)O2.00 samples heated up to the temperature 2000 0C and evaluation of accidental irradiation of living organisms by plutonium as the most radiotoxic fission product of mixed nuclear fuel // Scientific journal «Nuclear Engineering and Technology», – 2016. –48(1). – P. 274–284. – **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
6. Sutondo T., Syarip S. Shielding Design for the PGNAE Experimental Facility at Kartini Reactor // Atom Indonesia. – 44(3). – PP. 131–135. <https://doi.org/10.17146/aij.2018.904>– **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
7. Курманбекова Э.Б, Жумагулова Р.Е., Ким Д.С. Повышение прочности арболита заполнением термически обработанной рисовой лузгой // Научный журнал строительства и архитектуры, №2(50). – Воронеж: ФГБОУВО «Воронежский государственный технический университет», 2018. – С. 46–55. - **орыс тіліндегі журнал мақаласы**
8. Li Ch. et al. Calculation for Dose Distribution and for Equipment Shielding of Molten Salt Reactor Cooling Circuit // YUANZINENG KEXUE JISHU. – Vol. 56. – No. 11. – PP. 2422–2430. - **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
9. Paluszek M. et al. Nuclear fusion powered Titan aircraft // Acta Astronautica. – 2023. – 210. – PP. 82–94. <https://doi.org/10.1016/j.actaastro.2023.04.029> – **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
10. Moiz M., Mohammed Ahmed H. Analysis and design of pre-engineering steel building for Airbus A-380 Hangar Using is Code // PROCEEDINGS ON ENGINEERING SCIENCES. – Serbia, 2023. – 5(S1) – PP. 1–10. <https://doi.org/10.24874/PES.SI.01.001> – **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**
11. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – 5-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1999. – 523 с. - **кітап**
12. Ким Д.С. Индивидуальный дозиметрический контроль: основные виды, методы и средства. – Алматы: Казахский национальный университет имени аль-Фараби, 2021. – 154 с. - **кітап**
13. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. – Изд. 4, перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – С. 182. - **кітап**
14. General Safety Requirements «Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards». – IAEA Safety Standards, No. GSR Part 3. – Vienna: IAEA, 2015. – 518 p. - **кітап**
15. Kim D.S., Murayama K., Nurtazin Y., Koguchi Y., Kenzhin Y., Kawamura H. Intercomparison Exercise at Harshaw 6600, DVG-02TM, and D-Shuttle Dosimeters for the Individual Monitoring of Ionizing Radiation // Journal of Radiation Protection and Research 2019. - 44(2) – p. 79–88 <https://doi.org/10.14407/jrpr.2019.44.2.79>– **ағылшын тіліндегі журнал мақаласы**

16. Kudryashev V.A., Kim D.S. Determination of the total effective dose of external and internal exposure by different ionizing radiation sources // Radiation Protection Dosimetry. – 2019. - 184(2). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncz170>– ағылшын тіліндегі журнал мақаласы

Д.С. Ергалиев¹, Д.С. Ким¹, М. Ш. Шинжирбеков², Д.М. Калманова³, О.К. Абдірашев³

¹ АО «Академия гражданской авиации», Алматы қ.

² Центр подготовки авиационного персонала

³ Евразийский национальный университет имени Л.Н.Гумилева, Астана, Казахстан

Биологическая защита летного экипажа воздушного судна с атомным двигателем от ионизирующего излучения

Аннотация. Интенсивная разработка самолетов с атомными двигателями (атомолетов) проводилась с середины 40-х до середины 60-х годов XX столетия. Конструкторские бюро ведущих на тот период ядерных держав в проектах атомолетов решили главную проблему дальнемагистральных самолетов, состоящую в ограниченных запасах традиционного топлива, путем использования высокой плотности энерговыделения урана-235, нескольких граммов которого достаточно для обеспечения непрерывности полета в течение десятков часов. Экипаж атомолета с ядерной силовой установкой и 2-4 атомными турбореактивными двигателями, расположенными в хвостовой части, вовсе мог бы беспосадочно барражировать в воздухе на протяжении 2 недель. Наряду с очевидным преимуществом в виде экстраординарной производительности ядерного топлива атомолеты обладали существенными недостатками, такими, как крупные габариты и большая масса реакторной установки, катастрофические последствия аварий и неминуемое радиоактивное загрязнение обширных территорий или акваторий, а также хроническое облучение летного экипажа радионуклидными источниками ионизирующего излучения, образующимися в результате цепной реакции. Если проблема с массо-габаритными размерами ядерного реактора для атомолетов была решена в КБ «Туполев», а безопасность реактора в случае аварии предложено обеспечить путем его отделения от фюзеляжа и последующего мягкого приземления на парашютной системе, то вопрос уменьшения доз облучения летных экипажей остался открытым. В настоящей статье предложен способ выбора защитного материала и расчета его толщины, необходимой для обеспечения радиационной безопасности пилотов атомолетов, проекты которых на сегодняшний день вновь стали актуальными и перспективными. Предлагаемый способ вычисления толщины защитного экрана отличается от общепринятых методов тем, что учитывает изменения в правилах определения расчетных и нормируемых доз облучения согласно сегодняшним требованиям национального и международного законодательства в области обеспечения и контроля состояния радиационной безопасности.

Ключевые слова: атомная силовая установка, ядерный реактор, атомолет, радиационная безопасность, доза облучения, кратность ослабления, принцип оптимизации.

D.S. Ergaliev¹, D.S. Kim¹, M. Sh. Shinzhirbekov², D.M. Kalmanova³, O.K. Abdirashev³

¹JSC Academy of Civil Aviation, Almaty

²Aviation personnel training center L.N. Gumilyov

³Eurasian National University, Astana, Kazakhstan

Biological protection of the flight crew of a nuclear-powered aircraft from ionizing radiation

Abstract. Intensive development of aircraft with nuclear engines (nuclear aircraft) was carried out from the mid-40s to the mid-60s of the twentieth century. The design bureaus of the leading nuclear powers of that period in nuclear-powered aircraft projects solved the main problem of long-range aircraft, which was limited supplies of traditional fuel, by using the high energy density of uranium-235, a few grams of which is enough to ensure flight continuity for tens of hours. The crew of an aircraft with a nuclear power plant and 2–4 nuclear turbojet engines located in the tail section could patrol the air non-stop for 2 weeks. Along with the obvious advantage in the form of extraordinary productivity of nuclear fuel, nuclear-powered aircraft had significant disadvantages. These included the substantial size and weight of the reactor unit, the potential for catastrophic consequences in the event of accidents, the risk of radioactive contamination of vast territories or water areas, as well as chronic exposure of the flight crew to radionuclide sources of ionizing radiation generated in the result of a chain reaction. If the problem with the mass-dimensional dimensions of a nuclear reactor for nuclear aircraft was solved at the Tupolev Design Bureau, and the safety of the reactor in the event of an accident was proposed to be ensured by separating it from the fuselage and subsequent soft landing on a parachute system, then the issue of reducing radiation doses to flight crews remained open. This article proposes a method for selecting a protective material and calculating its thickness necessary to ensure the radiation safety of nuclear aircraft pilots, projects of which today have again become relevant and promising. The proposed method for calculating the thickness of the protective shield differs from generally accepted methods in that it takes into account changes in the rules for determining calculated and standardized radiation doses in accordance with today's requirements of national and international legislation in the field of ensuring and monitoring the state of radiation safety.

Key words: nuclear power plant, nuclear reactor, aircraft, radiation safety, radiation dose, attenuation factor, optimization principle.

References

1. Pourmikaeil K., Sadeghi M. Air Carriage of Nuclear Materials and Compensation of Third Parties // Journal of Nuclear Science and Technology. – Iran: Nuclear Science and Technology Research Institute, 2018. – 38(1396).– P. 18–27.
2. Gigienicheskie normativy k obespecheniyu radiatsionnoy bezopasnosti//Prikaz Ministra zdravookhraneniya Respubliki Kazakhstan [Hygienic Standards for Ensuring Radiation Safety//Order of the Minister of Health of the Republic of Kazakhstan] – 2.08.2022.– p. 132 [In Russian]
3. Sanitarnye pravila «Sanitarno-epidemiologicheskie trebovaniya k obespecheniyu radiatsionnoy bezopasnosti»//Prikaz Ministra zdravookhraneniya Respubliki Kazakhstan [Sanitary Rules "Sanitary-Epidemiological Requirements for Ensuring Radiation Safety"//Order of the Minister of Health of the Republic of Kazakhstan] – 15.12.2020. –275/2020. –p. 88 [In Russian]

4. Kalesh Khan A., Rama M. Finite Element Analysis and simulation of missile impact on Nuclear Reactor Containment Structure // *Electronic Journals for Science and Engineering*. – 22(2). – PP. 27–32. <https://doi.org/10.56748/ejse.223142>
5. Kim D.S. et al. Spectrometry analysis of fumes of mixed nuclear fuel (U0.80Pu0.20)O2.00 samples heated up to the temperature 2000 0C and evaluation of accidental irradiation of living organisms by plutonium as the most radiotoxic fission product of mixed nuclear fuel // *Scientific journal «Nuclear Engineering and Technology»*, —2016. —48(1). — P. 274—284.
6. Sutondo T., Syarip S. Shielding Design for the PGNAE Experimental Facility at Kartini Reactor // *Atom Indonesia*. – 44(3). – PP. 131–135. <https://doi.org/10.17146/aij.2018.904>
7. Kurmanbekova E.B., Zhumagulova R.E., Kim D.S. а Р.Е., Ким Д.С. Povyshenie prochnosti arbolita zapolneniem termicheski obrabotannoy risovoy luzgoy // *Nauchnyy zhurnal stroitel'stva i arkhitektury*[Improving the Strength of Arbolite by Filling it with Thermally Treated Rice Husk // *Scientific Journal of Construction and Architecture*], №2(50). –Voronezh: Voronezh State Technical University, 2018. – P. 46–55[In Russian]
8. Li Ch. et al. Calculation for Dose Distribution and for Equipment Shielding of Molten Salt Reactor Cooling Circuit // *YUANZINENG KEXUE JISHU*. – Vol. 56. – No. 11. – PP. 2422–2430.
9. Paluszek M. et al. Nuclear fusion powered Titan aircraft // *Acta Astronautica*. – 2023. – 210. – PP. 82–94. <https://doi.org/10.1016/j.actaastro.2023.04.029>
10. M. Moiz, H. Mohammed Ahmed. Analysis and design of pre-engineering steel building for Airbus A-380 Hangar Using is Code // *PROCEEDINGS ON ENGINEERING SCIENCES*. – Serbia, 2023. – 5(S1) – PP. 1–10. <https://doi.org/10.24874/PES.SI.01.001>
11. Kozlov V.F. Spravochnik po radiatsionnoy bezopasnosti [Handbook on Radiation Safety.] – 5th ed. – M.: Energoatomizdat, 1999. – p. 523 [In Russian]
12. Kim D.S. Individual'nyy dozimetricheskiy kontrol': osnovnye vidy, metody i sredstva[Individual Dosimetric Monitoring: Main Types, Methods, and Tools] – Almaty: Kazakh National University named after al-Farabi, 2021. – p. 154 [In Russian]
13. Moiseev A.A., Ivanov V.I. Spravochnik po dozimetrii i radiatsionnoy gigiyene[Handbook on Dosimetry and Radiation Hygiene]– 4th ed.,– Moscow: Energoatomizdat, 1991. – P. 182 [In Russian]
14. General Safety Requirements «Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards». – IAEA Safety Standards, No. GSR Part 3. – Vienna: IAEA, 2015. – 518 p.
15. Kim D.S., Murayama K., Nurtazin Y., Koguchi Y., Kenzhin Y., Kawamura H. Intercomparison Exercise at Harshaw 6600, DVG-02TM, and D-Shuttle Dosimeters for the Individual Monitoring of Ionizing Radiation // *Journal of Radiation Protection and Research* 2019. - 44(2) – p. 79—88 <https://doi.org/10.14407/jrpr.2019.44.2.79>
16. Kudryashev V.A., Kim D.S. Determination of the total effective dose of external and internal exposure by different ionizing radiation sources // *Radiation Protection Dosimetry*. – 2019. - 184(2). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncz170>

Авторлар туралы ақпарат:

Ергалиев Д.С. – «Авиациялық техника және технологиялар» кафедрасының профессоры, Азаматтық Авиация Академиясы, Ахметов көшесі 44, Алматы, Қазақстан, des-67@yandex.kz

Ким Д.С. – «Авиациялық техника және технологиялар» кафедрасының қауымдастырылған профессоры, Азаматтық Авиация Академиясы, Ахметов көшесі 44, Алматы, Қазақстан, dmitriy.kim@ukr.net

Шинжирбеков М.Ш. – Авиациялық персоналды даярлау орталығының директоры, Ахметов көшесі 44, Алматы, Қазақстан, m.shinzhibekov@agakaz.kz

Калманова Д.М. – педагогика ғылымдарының кандидаты, «Ғарыштық техника және технологиялар» кафедрасының доценті, Л.Н.Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті, Сәтбаев көшесі 2, Астана, Қазақстан, dinara_kalmanova@mail.ru.

Әбдірашев Ә.К. – хат-хабар авторы, «Ғарыштық техника және технологиялар» кафедрасының доцент м.а., PhD, Л.Н.Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті, Сәтбаев көшесі 2, Астана, Қазақстан, omeke_92@mail.ru

Ергалиев Д.С. – профессор кафедрасы «Авиационная техника и технологии», Академия гражданской авиации, ул. Ахметова, 44, Алматы, Казахстан, des-67@yandex.kz

Ким Д.С. – ассоциированный профессор кафедрасы «Авиационная техника и технологии», Академия гражданской авиации, ул. Ахметова, 44, Алматы, Казахстан, dmitriy.kim@ukr.net

Шинжирбеков М.Ш. – директор Центра подготовки авиационного персонала, Академия гражданской авиации, ул. Ахметова, 44, Алматы, Казахстан, m.shinzhibekov@agakaz.kz

Калманова Д.М. – кандидат педагогических наук, доцент кафедрасы «Космическая техника и технологии», Евразийский национальный университет имени Л.Н.Гумилева, ул. Сатпаева, 2, Астана, Казахстан, dinara_kalmanova@mail.ru.

Абдірашев Ә.К. – автор для корреспонденции, PhD, и.о. доцента кафедрасы «Космическая техника и технологии», Евразийский национальный университет имени Л.Н.Гумилева, ул. Сатпаева, 2, Астана, Казахстан, omeke_92@mail.ru

Yergaliev D.S. – Professor of the Department of Aviation Engineering and Technology, Academy of Civil Aviation, st. Akhmetova 44, Almaty, Kazakhstan, des-67@yandex.kz

Kim D.S. – Associate Professor of the Department of Aviation Engineering and Technology, Academy of Civil Aviation, st. Akhmetova 44, Almaty, Kazakhstan, dmitriy.kim@ukr.net

Shynzhirbekov M.Sh. – Director of the Aviation Personnel Training Center, Academy of Civil Aviation, st. Akhmetova 44, Almaty, Kazakhstan, m.shinzhibekov@agakaz.kz

Kalmanova D.M. – Candidate of Pedagogical Sciences, Associate Professor, Department Space Technique and Technology, L.N. Gumilyov Eurasian National University, 2 Satpayev str., Astana, Kazakhstan, dinara_kalmanova@mail.ru.

Abdirashev A.K. – correspondence author, PhD, acting Associate Professor, Department of Space Engineering and Technologies, L.N. Gumilyov Eurasian National University, st. Satpayev 2, Astana, Kazakhstan, omeke_92@mail.ru



Copyright: © 2024 by the authors. Submitted for possible open access publication under the terms and conditions of the Creative Commons Attribution (CC BY NC) license (<https://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/>).