

ПРИЛОЖЕНИЕ НА МЕТОДИКАТА “ГОМ” ЗА ОЦЕНКА НА ПРИГОДНОСТТА НА ПЛУТОНИЙ, ПРОИЗВЕДЕН В ЕНЕРГИЙНИ РЕАКТОРИ, ЗА НАПРАВА НА ЯДРЕН ЕКСПЛОЗИВ

маг. инж. Ивайло Найденов, кат. „ТЕЯЕ“

1. Неразпространение на ядрени материали и връзката му с гражданските ядрени съоръжения

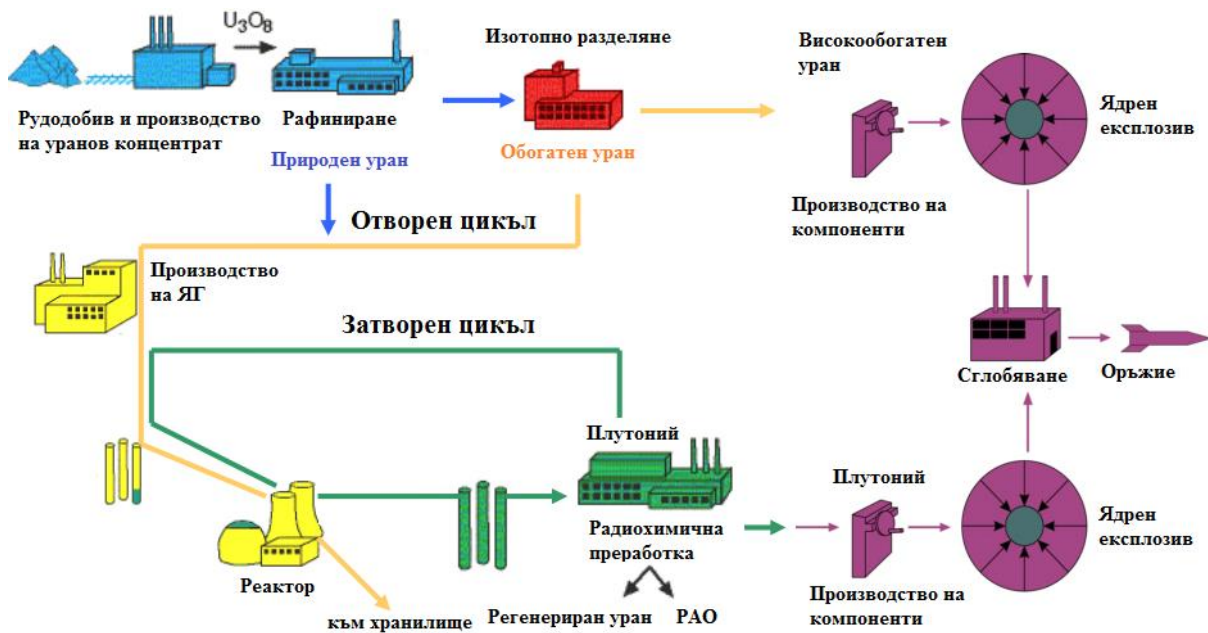
Съгласно дефиницията на МААЕ [1] устойчивостта на нерегламентирано разпространение на ядрени материали е такава характеристика на ядрена система или съоръжение, която възпрепятства отклонението или недекламираното производство на ядрен материал, както и злонамереното използване на ядрена технология от държава за придобиване на ядрено оръжие или друг ядрен експлозив. Като ядрени материали се класифицират уран с всякакво съдържание на ^{235}U (природен, обеднен, обогатен), ^{233}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu , ^{241}Am , ^{243}Am , Вк, ^{252}Cf , Cm, обогатен литий, ^{237}Np , торий, деутерий, тритий, както и уранът, находящ се в разделителните каскади [2]. Така определена, устойчивостта на нерегламентирано разпространение на ядрени материали в известна степен измерва трудностите (технически и технологични пречки, необходими време и ресурси и т.н.), свързани с разработката и/или построяването на ядрено оръжие или други ядрени експлозиви, използвайки граждански горивен цикъл. Използването на граждански горивен цикъл за целите на придобиване на ядрен експлозив може да включва използване на материали, оборудване, технологични процеси, съоръжения и знания, свързани с ядрения горивен цикъл [1]. На фиг. 1 е илюстрирана технологичната връзка между гражданския и военния горивен цикъл, а на фиг. 2 схематично е изобразен пътят, по който протича нерегламентираното разпространение на ядрени материали.

Нерегламентираното разпространение на ядрени материали протича основно на пет етапа (фиг. 2) – отклоняване на материал, нерегламентирано използване на ядрено съоръжение, транспорт, преработка и производство на оръжие. Всеки етап протича както следва [3]:

- Отклоняване на ядрен материал – тайно извеждане от контролирана зона на значително количество (SQ^1) от поне един деклариран пред МААЕ материал, от декларирано складово количество от който и да е етап на горивния цикъл (включително горивото, находящо се в реактора) по време на дейност, която е под международно наблюдение;
- Нерегламентирано използване на ядрено съоръжение – използването на съоръжение за граждански цели, за да се произведе поне едно значително количество (SQ) недекламиран материал. Този етап не присъства във всички възможни пътища за сдобиване по нелегален начин с ядрен материал. В някои случаи този етап включва тайно преработване на недекламиран материал в съоръжението. Етапът винаги включва използването на съоръжението по начин, който не съответства на официално обявеното му предназначение, както и недекламираното извеждане на ядрен материал от него. Този материал не е

¹ Виж т. 3

- нужно да бъде нелегално внесен, достатъчно е да бъде нелегално отклонен;
- Транспорт – превозът на недеклариран ядрен материал;
- Преработка – превръщането на отклонения материал в метална форма, подходяща за използване в ядрено оръжие. Преработката се случва в съоръжение, което не е под международен контрол на разпространението на ядрени материали;
- Производство на оръжие – процесът на проектиране и изработка на ядрено оръжие с отклонения ядрен материал.



Фиг. 1. Връзка между гражданския и военния горивен цикъл [4]

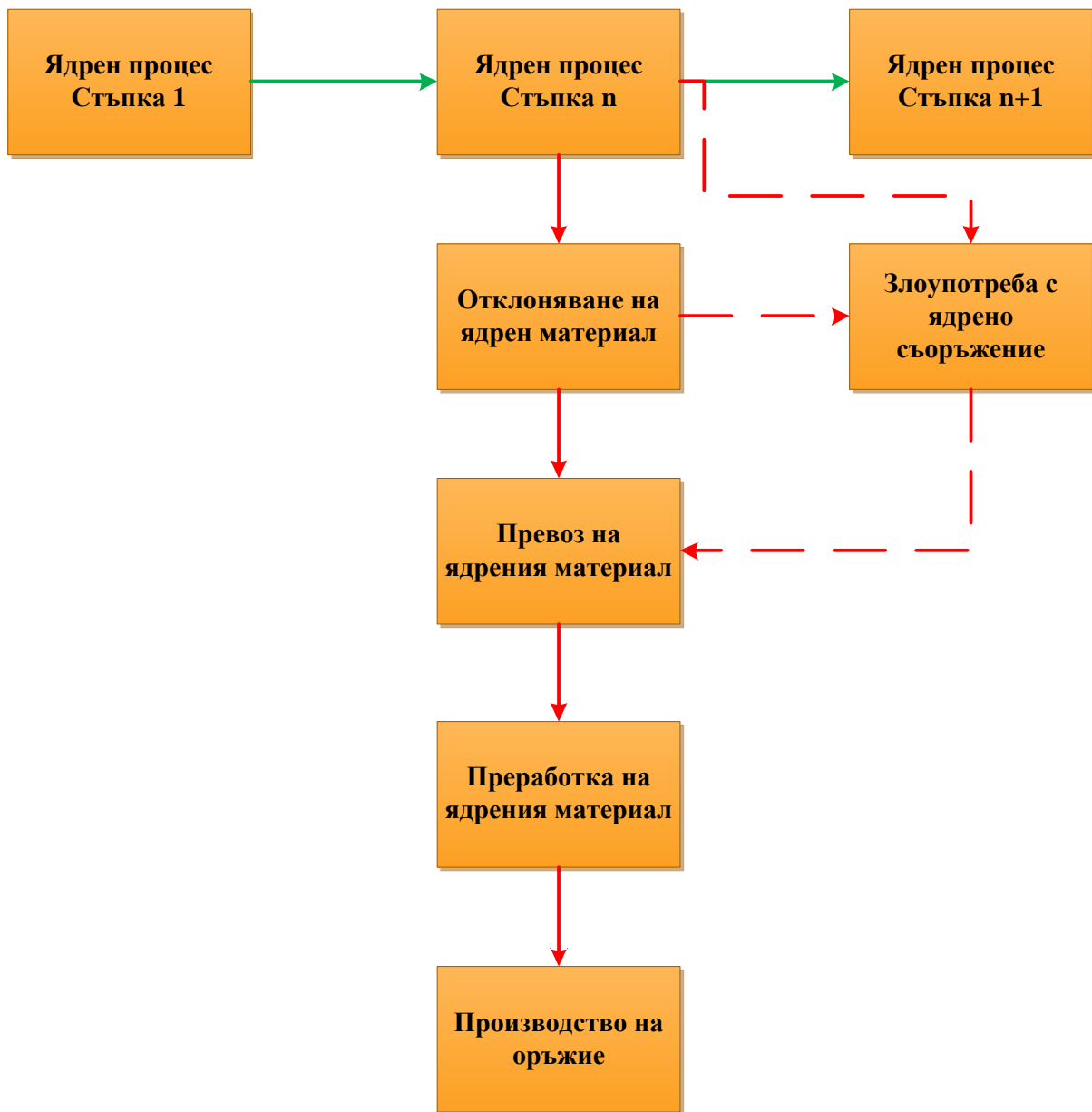
Сдобиването с ядрен материал по нелегален начин може да протече по четири основни сценария [5]:

1. Кражба – ядреният материал е откраднат от слабоохранявано ядрено съоръжение или складова база;
2. Продажба – страна или индивид с достъп до ядрен материал продава на черния пазар ядрен материал или технологии за обогатяване на уран и/или радиохимична преработка на плутоний;
3. Отклоняване – страна с гражданска ядрена програма отклонява обогатен уран или отработено ядрено гориво към нелегален обогатителен или радиохимичен завод, където материалът се превръща в подходяща за използване в оръжия форма;
4. Денонсиране на международни договори (breakaway) – страна, подписала ДНЯО² се сдобива нелегално с технология и/или материал, денонсира договора и започва разработка на оръжие.

Значимостта на гражданските ядреноенергийни програми за нерегламентираното разпространение на ядрени материали се състои в това, че те могат осигурят ядрени материали, подходящи за напарвата на ядрени оръжия, както и достъп до ядрени съоръжения, знания и умения. Този достъп би могъл да има значително

² Договор за неразпространение на ядрените оръжия

влияние върху решенията на различни държави и поднационални групи да развият ядрен арсенал или на способността им да вземат подобни решения [6]



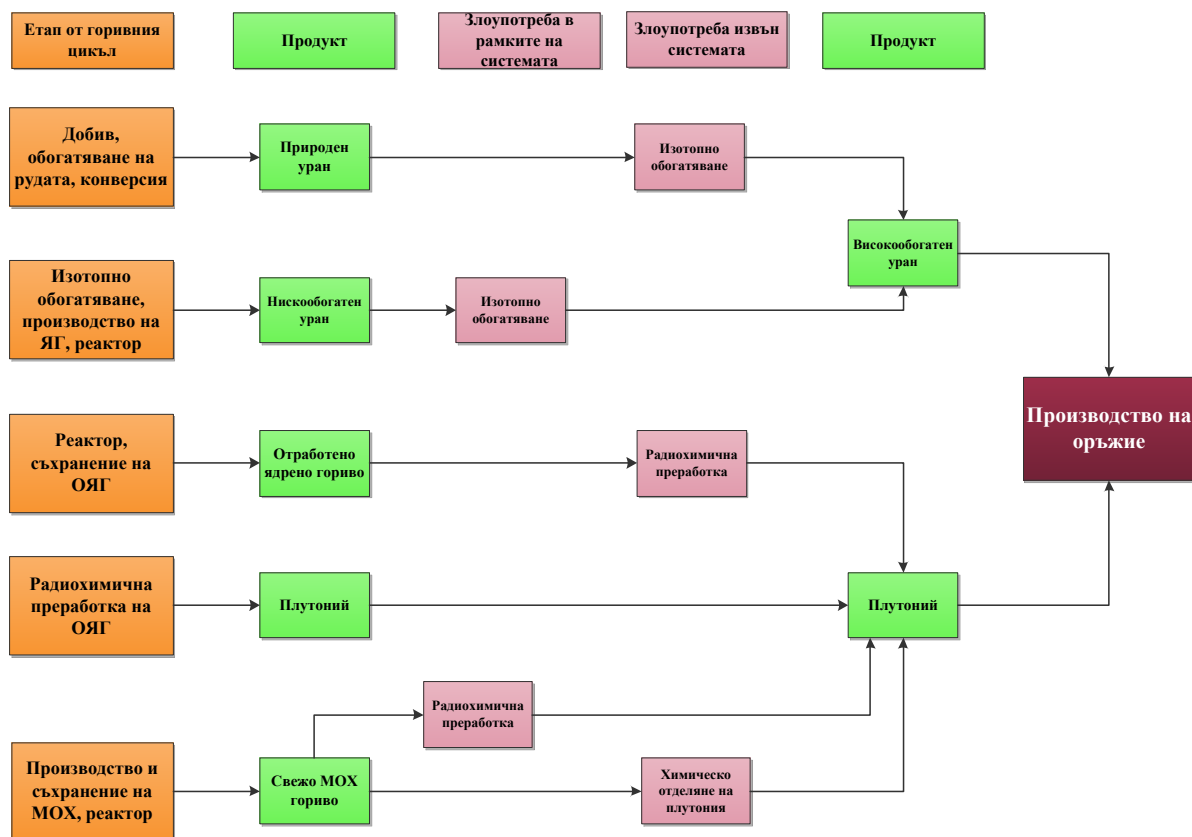
Фиг. 2. Протичане на процеса на нерегламентирано разпространение на ядрени материали [3]

Дори да съществуват други по-ефективни, бързи, достъпни и евтини начини за сдобиване с ядрен материал за направата на оръжие от злоупотреба с ядрени съоръжения от гражданския горивен цикъл, от това не следва, че никоя нация няма да злоупотреби. Това заключение се крепи на две предпоставки – първо, дори да съществуват други начини за сдобиване с ядрено оръжие, съществуват различни неопределености, свързани с възприятията на съответната държава и ситуацията, в която се намира; второ – злоупотребата с гражданския горивен цикъл би могла да се окаже една от достъпните и ефективни възможности за сдобиване с ядрено оръжие [6]. На фиг. 3 схематично са представени етапите на горивния цикъл, при които може да се

осъществи нерегламентирано отклоняване, производство и/или преработка на ядрени материали от горивен цикъл, предназначен за граждански цели.

Илюстрация за реалната възможност за злоупотреба с ядрени съоръжения с цивилно предназначение дава първият ядрен опит на Индия, осъществен през 1974 г. Взривеното ядрено устройство е използвало отклонен ядрен материал, предназначен за граждански цели, а за направата на оръжието са използвани граждански ядрени съоръжения [7]. Друг пример са откраднатите и разпространени от Абдул К. Хан технологии, дали възможност на Пакистан да се сдобие с ядрено оръжие, а на Либия и Иран да се сдобият с ядрени технологии [5]

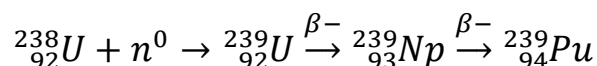
Решението на дадена страна дали да развива ядрено въоръжение и по кой начин да го направи се обуславя основно от три фактора – достъпът до материали, съоръжения и знания и умения; необходимостта от наличие на ядрени оръжия; възприятието на съответната страна за политическите и военните рискове, които произтичат от такъв ход [6].



Фиг. 3. Етапи от горивния цикъл, при които е възможна злоупотреба [6]

2. Натрупване на плутоний в енергийните реактори

Добре известен факт е, че основната част на природния уран – изотопът ^{238}U , не се дели при облъчване от неутрони с енергии в топлинния спектър. За сметка на това, обаче, ядрото му може да захваща неутрони и без делене като при това се получава ^{239}Pu . Процесът протича по следния начин [8]:



Този процес се нарича възпроизводство на ядреното гориво, а негова основна характеристика е коефициентът на възпроизводство (КВ). Той се дефинира като отношение на количеството образувани дялящи се изотопи на урана и плутония към първоначално съществуващите в горивото. Тази величина зависи от физическите характеристики на реактора, обогатяването на горивото, енергийния спектър на неутроните и др. В процеса на работа на ядрения реактор КВ се изменя. Поради това се дефинират два вида КВ – интегрален и диференциален. Диференциалният коефициент определя съотношението на скоростите на получаване и изразходване на дялящите се изотопи. Интегралният коефициент представлява средна стойност, която характеризира всички ядрени реакции, съпътстващи процеса на възпроизводство, включително деленето на натрупания ^{239}Pu , както и превръщането му в по-тежки изотопи – ^{240}Pu , ^{241}Pu , ^{242}Pu .

Ако изходното ядрено гориво е ^{235}U , а суровината е ^{238}U , коефициентът на възпроизводство, без отчитане на ^{241}Pu , може да се изрази по следния начин:

$$KB = \frac{\frac{dN_9}{dt}}{\frac{dN_5}{dt}}$$

В реакторите на топлинни неутрони количеството на разделените се ядра на ^{235}U за 1 s е $N_5\sigma_{f,5}\Phi$. Количеството на получените ядра плутоний (като не се отчита поглъщането в ядрата на ^{239}U и ^{239}Np) е равно на сумата от погълнатите неутрони в ^{238}U в топлинната област $N_8\sigma_{f,8}\Phi$ и в резонансната област $\nu_5\varepsilon N_5\sigma_{f,5}(1-p)$. Като се вземе предвид горното, за КВ се получава [9]:

$$KB = \frac{N_8\sigma_{a,8}}{N_5\sigma_{a,5}} + \nu_5\varepsilon(1-p) = \frac{\sigma_{a,8}}{c_5\sigma_{a,5}} + \nu_5\varepsilon(1-p)$$

Тази зависимост, обаче, е коректна само за началото на кампанията, когато плутоният предимно се натрупва и изгарянето му е незначително. За реактори с неголеми размери, трябва да се отчете и изтичането на неутрони.

Коефициентът на възпроизводство може да бъде изразен и чрез съставяне на неутронния баланс. При поглъщане на един неутрон в ядреното гориво се получават η нови бързи неутрона, а с отчитане и на деленето на ^{238}U се получават $\eta\varepsilon$ бързи неутрона. Един от тези бързи неутрони се използва за поддържане на верижната реакция, една част се поглъща в компонентите на активната зона, а останалите неутрони предизвикват възпроизводство на горивото, т.е.:

$$\eta\varepsilon = 1 + q + KB,$$

където q е непродуктивната загуба на неутрони в компонентите на активната зона. Така за КВ се получава

$$KB = \eta\varepsilon - 1 - q.$$

Коефициентът на възпроизводство може да се запише и в следния вид:

$$KB = \frac{N_8 \sigma_{a,8}}{N_5 \sigma_{a,5}} + \nu_5 \varepsilon (1 - p) = \frac{\sigma_{a,8}}{\frac{c_5}{1 - c_5} \sigma_{a,5}} + \eta \varepsilon (1 - p)$$

където $c_5 = \frac{N_5}{N_5 + N_8}$ е степента на обогатяване на горивото. От това следва, че с увеличаване на степента на обогатяване коефициентът на възпроизводство намалява. Тук не е взета предвид загубата на бързи неутрони при забавянето.

С отчитане на изтичането на неутрони в процеса на забавянето им, коефициентът на възпроизводство придобива следния вид [10]:

$$KB = \frac{\sigma_a^8}{\sigma_a^5} \cdot \frac{1 - c_5}{c_5} + \eta \varepsilon (1 - p) e^{-B^2 \tau}$$

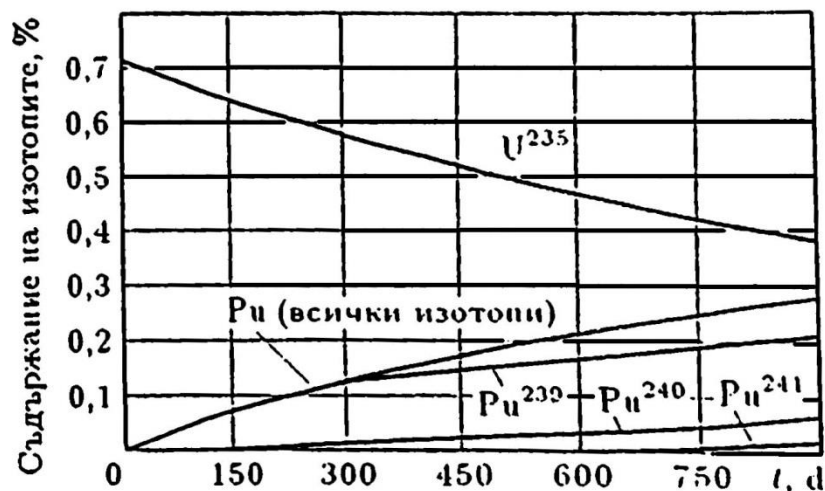
След спиране на реактора, в резултат на радиоактивния разпад на ^{239}Np се получава нарастване на концентрацията на ^{239}Pu , което може да се изрази като:

$$\Delta N_{Pu}(t_{\text{сп.}}) = N_{0,Pu} (1 - e^{-\lambda_{Np} \cdot t_{\text{сп.}}}), \text{cm}^{-3},$$

където $N_{0,Pu} = \frac{\Phi \Sigma_a^8}{\lambda_{Np}}$, cm^{-3} – максимално увеличение на концентрацията на плутония след спирането на реактора.

За технически и икономически оценки е необходимо да е известно количеството плутоний, произведен за даден интервал от време. За този случай се въвежда коефициент на натрупване на плутоний K_H . Този коефициент дава отношението на всички или само на делящите се изотопи на плутония към количеството продукти на делене, съдържащи се в 1 тон изгоряло гориво [8].

$$K_H = \frac{Z}{\alpha}$$



Фиг. 4. Изгоряне на урана и натрупване на плутония при реактор с гориво природен уран [9]

Натрупването на плутоний може да се определи по следния начин [8]:

$$G_z = zG_x = \frac{K_H \alpha W_{\text{ел.}}^{\text{бр.}}}{\bar{V} \eta_{\text{ЯЕЦ}}}$$

От тук следва, че натрупването на плутоний е пропорционално на произведената топлинна енергия, а зависимостта му от дълбочината на изгаряне е функция от коефициента на натрупване. Следователно, повишаването на количеството произведена енергия от горивото води до намаляване на натрупания плутоний.

3. Класификация на плутония от гледна точка на неразпространението му

Съществуват различни подходи за класификация на ядрените материали и най-вече на плутония, що се отнася до използваемостта им за направата на ядрен експлозив. В [11] е извършен обстоен преглед, обобщаващ различните методи за класификация на плутония, както и критериите, по които се извършва тази класификация. Съществуват два основни подхода, според които се извършва категоризирането на плутония. Първият е свързан с възможността за увеличаване на енергоотделянето от плутония, така че температурата на ядрения експлозив да се повиши и това да предизвика разтапяне на конвенционалния експлозив в устройството (“heat spike”). Другият подход е насочен към увеличаването на броя на спонтанно изпуснатите неутрони, което увеличава вероятността за предетонация, намалявайки мощността на експлозива (“fizzle yield”). И двата подхода са описани и систематизирани още в началото на осемдесетте години на XX век.

При първия подход за категоризиране на плутония се взема предвид съдържанието на ^{238}Pu , а при втория – съдържанието на ^{240}Pu . Основен метод за подобряване на изотопната бариера пред разпространението на плутоний е увеличаването на концентрацията на единия от тези два изотопа в зависимост от възприетия подход (“denaturing”). Функционалността на бариерата, поставена от ^{238}Pu , обаче, се поставя под въпрос от някои декласифицирани данни на Департамента по енергетика на САЩ.

Една от основните класификации на плутония, която се използва понастоящем, категоризира плутония в пет класа в зависимост от съдържанието на ^{240}Pu . Тези категории са обобщени в табл. 1.

Табл. 1. Класове плутониеви изотопни смеси според концентрацията на ^{240}Pu и тяхната използваемост за направата на ядрен експлозив [12]

Класове чистота по ^{240}Pu	Pu-240	Използваемост
Супер клас (SG)	< 3%	Най-добра
Оръжеен клас (WG)	3-7%	Стандартен материал
Горивен клас (FG)	7-18 %	Практически използваем
Реакторен клас (RG)	18-30 %	Възможно използваем
МОХ клас	> 30 %	Практически неизползваем

Тези класове са добре описани в [12]:

- Оръжеен клас – стандартен оръжеен материал, лесен за употреба, даващ големи мощности в съчетание с ниска активност и ниско енергоотделяне. Супер класът притежава още по-добри оръжейни характеристики;
- Горивен клас – до 70те години на ХХ век, определението за реакторен плутоний включва изотопни смеси със съдържание на ^{240}Pu над 7%, което включва обособеният по-късно горивен клас. По това време смесите с концентрация на ^{240}Pu над 7% не са разглеждани като потенциален материал за използване в ядрени оръжия, поради по-високите равнища на активността и енергоотделянето. Разграничаването на два класа – реакторен и горивен, произтича от объркването, което е предизвикано от две изявления на Департамента по енергетика на САЩ през 1977 г. и 1994 г., които твърдят, че през 1962 г. САЩ са извършили ядрен опит с оръжие, използващо реакторен клас плутоний. Всъщност използваният плутоний е имал концентрация на ^{240}Pu около 12%, което го поставя в текущия горивен клас. Основната разлика е, че горивният клас плутоний не е подходящ за използване в целенасочена програма за ядрено въоръжаване в смисъла на създаване на голяма наличност от лесни за съхранение и експлоатация оръжия с предвидима експлозивна сила. За такива цели служат оръжейния и супер класът плутоний. Горивният клас може да се използва за направата на ядрен експлозив при наличието на добре развита имплозионна технология, а мощността на изработеното оръжие няма да може да бъде точно определена;
- Реакторен клас – от над 2000 ядрени експлозии по света от 1945 г. насам няма данни която и да е от тях да е осъществена с реакторен клас плутоний ($^{240}\text{Pu} > 18\%$). В нито една от тези експлозии не е използван плутоний, произведен в леководен реактор. Въпреки това реакторният плутоний може да бъде използван за направата на грубо ядрено взривно устройство, но практическите трудности са големи. Възможно е, обаче, газоохлаждаемите и тежководните реактори да произведат горивен клас плутоний, тъй като постигат по-ниски дълбочини на изгаряне;
- МОХ клас – това е плутоният, който се получава при рециклирането на отработено ядрено гориво в леководни реактори. При този клас съдържанието и на ^{240}Pu , и на ^{238}Pu (около и над 2%) е толкова високо, че обработката на материала е почти невъзможна поради високите енергоотделяне и активност.

От друга страна, според критериите на МААЕ, се изключва от регулация само плутоний със съдържание на ^{238}Pu над 80%. За всички останали възможни изотопни състави се приема масата на „значителното количество“ от 8 kg [11]. Съгласно дефиницията на МААЕ „значително количество“ е приблизителното количество ядрен материал, за което не може да се изключи възможността за изработване на ядрено взривно устройство. В това количество са включени загубите при преработка и производство, като то не съвпада и не бива да се бърка с критичната маса на съответния материал [1]. Значителните количества за някои ядрени материали са представени в табл. 2.

Табл. 2. Количества ядрени материали, подлежащи на международен контрол [11]

	FQ	SQ	Критична маса	
			без отражател	с отражател [‡]
	kg	kg	kg	kg
²³⁵ U	5	25	50	25
²³³ U	2	8	15	8
²³⁹ Pu	2	8	16 [†]	8

[†]δ-фаза

[‡]природен уран с дебелина съответно 4 cm, 3,5 cm и 4,5 cm

Концепция, подобна на тази за „значителното количество“ е тази за „нужното количество“ (formula quantity – FQ), въведена от Комисията за ядрено регулиране на САЩ (U.S. NRC). Тези стойности също са обобщени в табл. 2. Недобре дефинирани обстоятелства в тези две класификации са изотопните състави на различните ядрени материали, които трябва да бъдат поставени под международен контрол. Например стойностите за ²³³U и ²³⁹Pu са еднакви и в двата случая, както и не се взема предвид изотопния състав на плутониевия материал, освен в случаите, когато концентрацията на ²³⁸Pu надвишава 80%.

Тъй като има известна неяснота относно класификацията на плутониевите изотопни смеси по отношение на използваемостта им като ядрен материал за направата на ядрено взривно устройство, в [12] се предлага класификацията, поместена в табл. 3.:

Табл. 3. Предложение за нова класификация на плутония [12]

Категория	Дял на ²⁴⁰ Pu	SQ
Висок клас	< 17 %	8 kg
Нисък клас	17-30%	16 kg
Обеднен клас	> 30 %	-

Високият клас е определен консервативно като включва оръжейния клас плутоний, както и почти целия материал от междинния горивен клас. В тази категория влизат плутоният от изведени от експлоатация ядрени оръжия, преди и след еднократно рециклиране под формата на MOX, материалът от екранните касети на реакторите-размножители на бързи неутрони, както и плутоний получен от различни енергийни реактори, в това число и леководни, ако са постигнати аномално ниски дълбочини на изгаряне.

Ниският клас съответства предимно на отработено ядрено гориво от леководни реактори, постигнало средни до високи дълбочини на изгаряне. Обедненият клас включва в себе си плутония от изгоряло MOX-гориво за леководни реактори, както и от отработено ураново гориво, достигнало висока дълбочина на изгаряне, превишаваща 50 000 MWd/t.

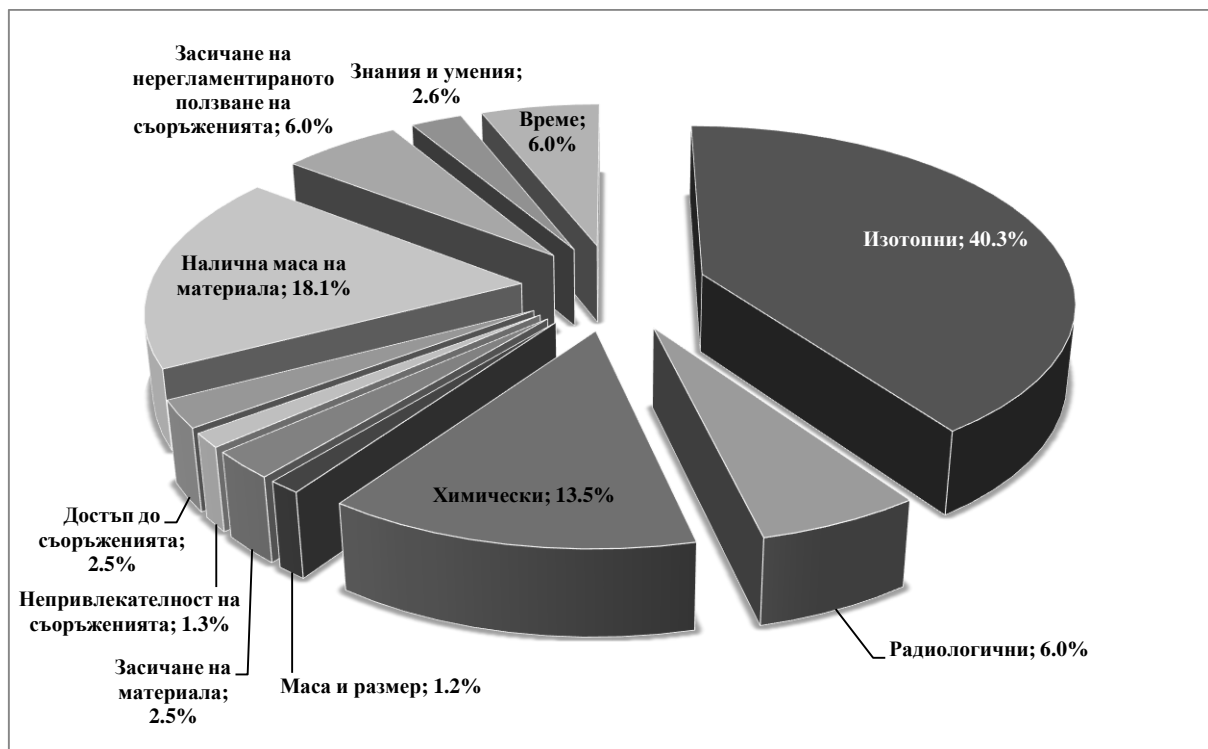
4. Бариери пред разпространението на ядрени материали

Барьерите пред нерегламентираното разпространение на ядрени материали се разделят на вътрешно присъщи и външни [1, 13]. Вътрешно присъщите бариери могат да бъдат физически, които са свързани със свойствата на материалите и технически, които са свързани с характеристиките и достъпа до съоръжения, както и с наличието на специалисти с достатъчно познания и умения, както и времето, което е на разположение за конструирането на ядреното взривно устройство. Външните фактори са свързани с мерките по контрол на ядрените материали и нерегламентираното използване на ядрени съоръжения.

В табл. 4. са систематизирани вътрешно присъщите бариери пред разпространението на ядрени материали, а на фиг. 5 е представена тяхната относителна важност.

Табл. 4. Видове вътрешноприсъщи бариери пред разпространението на ядрени материали [13]

Физически бариери	Технически бариери
Изотопен състав	Непривлекателност на съоръженията
Трудност на радиохимичното отделяне	Достъп до съоръженията
Радиологична опасност	Налична маса от материала
Маса и обем на материала	Възможност за установяване на нерегламентираното ползване на съоръженията
Възможност за залавяне на материала	Знания, умения и компетенции
	Време



Фиг. 5. Относителен дял на различните вътрешно присъщи бариери към неразпространението на ядрени материали [13]

5. Използваемост на реакторния плутоний

а) Изотопни фактори

При производството на ядрени оръжия и ядрени взривни устройства, качеството на плутония е от изключителна важност. Въпреки че горивният клас не е практичен за разработката и натрупването на ядрен арсенал, използваемостта му за направата на взривни устройства е демонстрирана успешно. От друга страна може да се каже, че плутоният от смесените оксидни горива е на практика неизползваем. Съществува противоречие, обаче, за използваемостта на реакторния клас плутоний (съдържание на ^{240}Pu между 18 и 30%), като някои твърдят, че тази изотопна смес е лесна за използване в ядрено взривно устройство, докато други са на мнение, че тази възможност е само теоретична [12]. Основните изотопи в плутония от отработеното ядрено гориво са ^{239}Pu , ^{240}Pu и ^{241}Pu . ^{238}Pu е с най-малка концентрация, но е най-нежелан от гледна точка на изработката на ядрен експлозив, като концентрацията му започва да представлява пречка при дълбочни на изгаряне над 30 000 MWd/t. Основните свойства на различните плутониеви изотопи са систематизирани в табл. 5, а типични изотопни състави на плутония при различни дълбочини на изгаряне на горивото в леководни реактори са показани в табл. 6. Допълнителни сведения за критичните маси на плутониевите изотопи и други ядрени материали, получени в резултат на проучване на различни литературни източници, са обобщени в табл. 7.

Табл. 5. Основни характеристики на плутониевите изотопи [12]

	Период на полуразпад	Критична маса без отражател	Критична маса без отражател [14]	Брой спонтанни неутрони	Остатъчно енергоотделяне
	год.	kg	kg	n/kg/s	W/kg
^{238}Pu	87,7	10	9,03	2 600 000	560,0
^{239}Pu	24 100,0	10	10,23	22	1,9
^{240}Pu	6 560,0	40	31,45	910 000	6,8
^{241}Pu	14,4	10	12,24	49	4,2
^{242}Pu	376 000,0	100	62,2	1 700 000	0,1

Основни пречки при конструирането на взривно устройство са високите стойности на спонтанните неутрони и енергоотделянето за ^{238}Pu и ^{240}Pu . Спонтанните неутрони могат да доведат до предварителен старт на верижната реакция, а енергоотделянето и активността затрудняват производството и работата с устройството. Проблеми поставя и ^{241}Pu , който се разпада до силно активния ^{241}Am . Голямата критична маса на ^{242}Pu също поставя известни пречки при изработката на ядрено взривно устройство от реакторен клас плутоний.

Табл. 6. Изотопен състав на плутония в ОЯГ на леководни реактори при извеждане от активната зона [12]

Изотопно съдържание, %	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
<i>Състав на ураново ОЯГ от леководен реактор при различни дълбочини на изгаряне</i>					
20 MWd/kg (Siemens)	0,7	70	18	10	1,6
33 MWd/ kg (Mark)	1,3	60	24	9	5
33 MWd/ kg (Siemens)	1,2	58	23	14	4
50 MWd/ kg (Siemens)	2,7	47	26	15	8,3
60 MWd/ kg (Siemens)	3,5	44	27	15	11
<i>Състав на смесено уран-плутониево оксидно ОЯГ от леководен реактор</i>					
33 MWd/ kg (Mark)	1,9	40	32	18	7,8

Табл. 7. Сведения за критичните маси на сфера без отражател за основни ядрени материали, според различни литературни източници, kg

	[1]	[15]	[16]	[17]	[18]	[19] [‡]	[20]	[21] [#]	[14]	[22] [†]	[23] min	[23] max
²³³ U	16,4	15	-	16	14,2	15,46	15,4	15,3	-	-	15,8	17,69
²³⁵ U	47,9	50	-	48	45,9	46,6	49	46,5	-	-	46,7	48,23
²³⁷ Np	59	59	57	59	25,92	-	57	62,8	-	-	63,6	81,935
²³⁶ Pu	-	-	6-8	-	-	-	8,21	7,2	-	-	6,56	8,418
²³⁸ Pu	10	-	9,6-9,8	10	-	9,6	7,1	9,7	9,03	13,1	8,946	9,49
²³⁹ Pu	10,2	10	10,1	10	16,7	10,16	10	10	10,23	14,8	9,99	10,331
²⁴⁰ Pu	36,8	40	36,9	37	-	36,54	33	37,3	31,45	44,8	35,7	39,033
²⁴¹ Pu	12,9	-	13	13	-	12,67	12,4	13	12,24	17,6	12,27	13,042
²⁴² Pu	89	-	83,4	89	-	88,76	85	89,1	62,2	87,8	85,6	85,6
W-Pu	-	-	10,7	-	-	10,62	-	10,5	-	-	-	-
R-Pu	-	-	-	-	-	13,48	-	14,4	-	-	-	-
²⁴¹ Am	57	57	60	57	82,8	-	107,6	57,3	-	-	57,6	75,695
^{242m} Am	-	9-18	9,1	-	-	-	8,88	11,7	-	-	8,83	14,577
²⁴³ Am	155	155	208,8	-	-	-	153	144,8	-	-	203,924	209,639
²⁴³ Cm	-	-	8,6	-	-	-	9,72	11,9	-	-	7,415	8,35
²⁴⁴ Cm	28	-	27	-	-	-	13,5	27,1	-	-	26,6	33,051
²⁴⁵ Cm	13	13	9,2	-	-	-	12,4	9,5	-	-	6,739	9,11
²⁴⁶ Cm	84	84	-	-	-	-	70	49,4	-	-	38,9	38,9
²⁵¹ Cf	9	9	-	-	-	-	8,3	5,6	-	-	5,46	5,46

[‡]в [19] не са посочени точните изотопни състави на оръжейния и реакторния плутоний

[#] плътност на плутония 19,84 g/cm³; състав на оръжейния плутоний: ²³⁸Pu – 0,01%, ²³⁹Pu – 94,026%, ²⁴⁰Pu – 5,814%, ²⁴¹Pu – 0,13%, ²⁴²Pu – 0,02%; състав на реакторния плутоний при постигната дълбочина на изгаряне 45 000 MWd/t и след 10-годишен престой: ²³⁸Pu – 2,56%, ²³⁹Pu – 53,16%, ²⁴⁰Pu – 27,73%, ²⁴¹Pu – 9,52%, ²⁴²Pu – 7,02%

[†]δ-фаза, плътност 15,8 g/cm³

в) Технологични фактори

Въпреки че, ако е налична достатъчно напреднала имплозионна технология, плутоният получен в леководни реактори би могъл принципно да се използва за направата на грубо ядрено взривно устройство, то използването на реакторен плутоний води след себе си редица технологични трудности [12]:

- По-голяма критична маса;
- По-големи размери и тегло на устройството;
- По-малка взривна мощност;
- Непредсказуемост на взривната мощност;
- По-голяма вероятност за по-ранен старт на верижната реакция;
- Риск от промяна на металните фази;
- Високи дози и температури на повърхността;
- Необходима е система за принудително охлаждане на устройството.

6. Методика “FOM”

Методиката “FOM” (Figure of Merit) е предложена от екип на лабораториите „Лос Аламос“ за оценка на използваемостта на ядрени материали за нелегалната изработка на ядрено експлозивно устройство, отчитайки няколко фактора от вътрешно присъщите бариери, които имат основен принос при неразпространението на ядрени материали. Методиката пресмята два коефициента в зависимост от типа организация, желаеща да придобие ядрен експлозив. В тези коефициенти са включени количествени оценки за следните фактори – критична маса на сфера без отражател, енергоотделяне, дозово натоваване и брой спонтанни неутрони [24,25]

Първият коефициент FOM_1 е приложим за оценка на използваемостта на ядрен материал или от по-малко напреднали нации и поднационални групи, или от технически напреднали страни [25,21,4].

Това е така, тъй като технологично по-слабо развита група, желаеща да се сдобие с ядрен експлозив, би приела всякаква мощност на устройството, така че предетонацията не би била проблем, а група или страна, притежаваща по-развити технологии, би била способна да сглоби устройство, така че да избегне ефекта на предетонацията [4,21]. В някои по-редки случаи, когато технологично неразвита група желае постигането на голяма взривна мощност, предетонацията е проблем, така че, за да се постави бариера пред такива разпространители, е необходимо материалът да съдържа мощен източник на спонтанни неутрони. Това се отчита с коефициента FOM_2 . Подробна информация за методиката, както и подробни оценки на различни материали, извършени се нея, могат да се намерят в [4,14,21,24,25].

Начинът за изчисляване на коефициентите е показан в следните уравнения:

$$FOM_1 = 1 - \lg \left[\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{M}{50} \left(\frac{D}{500} \right)^{\frac{1}{\lg 2}} \right]$$

$$FOM_2 = 1 - \lg \left[\frac{M}{800} + \frac{Mh}{4500} + \frac{MS}{6,8 \cdot 10^6} + \frac{M}{50} \left(\frac{D}{500} \right)^{\frac{1}{\lg 2}} \right],$$

където M – критична маса на сфера без отражател, kg , h – специфично енергоотделяне, W/kg , S – спонтанни бързи неутрони, $n/kg/s$, D – дозата за един час, получена на 1 m от материал с дадения състав, имащ маса 20% от критичната, rad/h

В горните уравнения членовете имат следния смисъл:

- $\frac{M}{800}$ – фактор, отчитащ размера на устройството
- $\frac{Mh}{4500}$ – фактор, отчитащ стабилността на устройството
- $\frac{MS}{6,8 \cdot 10^6}$ – фактор, отчитащ мощността на устройството
- $\frac{M}{50} \left(\frac{D}{500} \right)^{\frac{1}{\lg 2}}$ – фактор, отчитащ възможността за придобиване на материала [4,21]

Тази методика, отчита пригодността на ядрения материал за направата на стабилно устройство, което може да бъде складирано [26,21]. Материалът е в метална форма и може да бъде рафиниран, ако се касае за напреднала в технологично отношение нация, или нерафиниран, ако се касае за поднационална групировка [21]. При използването на тази методика за анализи на физическата защита на ядрени материали, трябва да се използва коефициентът FOM_1 , тъй като той обвързва факторите, определящи материалите, които биха могли да бъдат обработени и използвани за направата на ядрено взривно устройство [21]. Смисълът на различните стойности на тези коефициенти е показан в табл. 8. Стойности на FOM_1 за някои материали са показани в табл. 9.

Табл. 8. Значение на стойностите на коефициентите FOM [24]

FOM	Използваемост на материала
>2	Предпочитан материал
1 - 2	Привлекателен материал (необходими са предпазни мерки)
0 - 1	Непрактичен материал (но все пак възможен за употреба)
<0	Неизползваем

Табл. 9. Стойности на FOM_1 за някои материали [21]

Изотоп/смес	FOM₁	Изотоп/смес	FOM₁
²³³ U	2,70	²⁴² Pu	1,90
²³⁵ U	2,20	^{242m} Am	2,60
²³⁶ Np	3,10	RG-Pu	2,13
²³⁷ Np	2,10	WG-Pu	2,73
²³⁸ Pu	0,90	²³⁸ Pu/ ²³⁹ Pu (80:20)	1,01
²³⁹ Pu	2,80	обогатен уран (x = 20%)	1,01
²⁴⁰ Pu	2,00	обогатен уран (x = 93%)	2,18
²⁴¹ Pu	2,60	²³³ U (²³² U - 10 ppm)	2,69

7. Състав на изотопните вектори

В настоящия доклад са разгледани седем типа референтни ядрени реактори, за които са изчислени изотопните състави. Изотопните състави са пресметнати със софтуерния продукт Nuclear Fuel Cycle Simulation System, разработен от МААЕ [27], а използваните входни данни са показани в табл.10. Типовете референтни реактори, за които са извършени пресмятанятия са ВВЕР, РБМК, PWR, BWR и CANDU, работещи с гориво уранов диоксид, и ВВЕР и PWR, работещи със 100% смесено-уран плутониево оксидно гориво. Допускането за цялостно зареждане с MOX е направено, за да се получи нуклидният състав само на отработило смесено гориво, за да се изчисли използваемостта му за ядрен експлозив.

Означенията в таблицата са следните: N – инсталирана брутна електрическа мощност на енергийния блок, MW; ϕ – среден коефициент на използване на инсталираната мощност на енергийния блок, %; η – брутен термодинамичен коефициент на полезно действие на енергийния блок, %; c_5 – работно обогатяване на ядреното гориво (UO_2), %; c_{Pu} – масово съдържание на плутоний в смесеното оксидно гориво ((U;Pu) O_2). Изчисленията са извършени за календарен период от една година.

Табл. 10. Входни данни за изчисляването на изотопните състави

	N	ϕ	η	c_5	c_{Pu}
	MW	%	%	%	%
PWR	1000	85	32,6	3,968	7,23
BWR	1000	85	32,6	3,968	7,23
ВВЕР	1000	85	32,6	3,685	6,5
РБМК	1000	85	32,6	2,05	-
CANDU	600	85	32,6	0,711	-

Съставите на плутониевите вектори са получени за различни дълбочини на изгаряне като резултатите са представени в табл. 11, 12 и 13.

Табл. 11. Изотопен състав на плутония в отработеното ядрено гориво на референтни леководни реактори при извеждане от активната зона, в зависимост от типа на свежото гориво и дълбочината на изгаряне

	30 000	35 000	40 000	45 000	50 000	55 000	60 000
PWR							
^{238}Pu	1,006%	1,404%	1,879%	2,421%	3,018%	3,648%	4,290%
^{239}Pu	60,478%	56,406%	53,045%	50,298%	48,058%	46,233%	44,740%
^{240}Pu	24,811%	25,654%	25,985%	25,957%	25,697%	25,306%	24,857%
^{241}Pu	11,102%	12,771%	14,020%	14,867%	15,371%	15,606%	15,652%
^{242}Pu	2,603%	3,765%	5,071%	6,457%	7,856%	9,206%	10,460%
BWR							
^{238}Pu	1,080%	1,541%	2,096%	2,731%	3,426%	4,152%	4,877%
^{239}Pu	59,643%	55,522%	52,137%	49,385%	47,151%	45,336%	43,858%
^{240}Pu	25,129%	25,894%	26,130%	26,003%	25,652%	25,184%	24,676%
^{241}Pu	11,347%	12,987%	14,173%	14,934%	15,343%	15,487%	15,458%

²⁴² Pu	2,800%	4,056%	5,465%	6,948%	8,429%	9,840%	11,130%
BBEP							
²³⁸ Pu	0,893%	1,211%	1,582%	2,003%	2,465%	2,959%	3,473%
²³⁹ Pu	62,505%	59,366%	56,788%	54,655%	52,878%	51,382%	50,110%
²⁴⁰ Pu	17,653%	17,638%	17,438%	17,142%	16,804%	16,460%	16,128%
²⁴¹ Pu	15,363%	16,932%	18,007%	18,675%	19,025%	19,144%	19,106%
²⁴² Pu	3,586%	4,853%	6,184%	7,525%	8,828%	10,056%	11,183%
PWR MOX							
²³⁸ Pu	1,680%	1,804%	1,954%	2,128%	2,325%	2,541%	2,774%
²³⁹ Pu	41,704%	39,396%	37,448%	35,875%	34,681%	33,853%	33,360%
²⁴⁰ Pu	31,104%	31,645%	31,882%	31,846%	31,580%	31,132%	30,555%
²⁴¹ Pu	17,198%	18,139%	18,961%	19,628%	20,114%	20,408%	20,514%
²⁴² Pu	8,314%	9,015%	9,756%	10,524%	11,301%	12,066%	12,797%
BBEP MOX							
²³⁸ Pu	1,095%	1,185%	1,296%	1,426%	1,573%	1,736%	1,910%
²³⁹ Pu	45,998%	44,356%	43,021%	41,976%	41,199%	40,663%	40,335%
²⁴⁰ Pu	27,406%	27,388%	27,195%	26,865%	26,436%	25,942%	25,416%
²⁴¹ Pu	18,068%	18,902%	19,558%	20,030%	20,322%	20,446%	20,420%
²⁴² Pu	7,433%	8,169%	8,931%	9,703%	10,469%	11,213%	11,918%

Табл. 12. Изотопен състав на плутония в отработеното ядрено гориво на референтен реактор РБМК при извеждане от активната зона, в зависимост от дълбочината на изгаряне

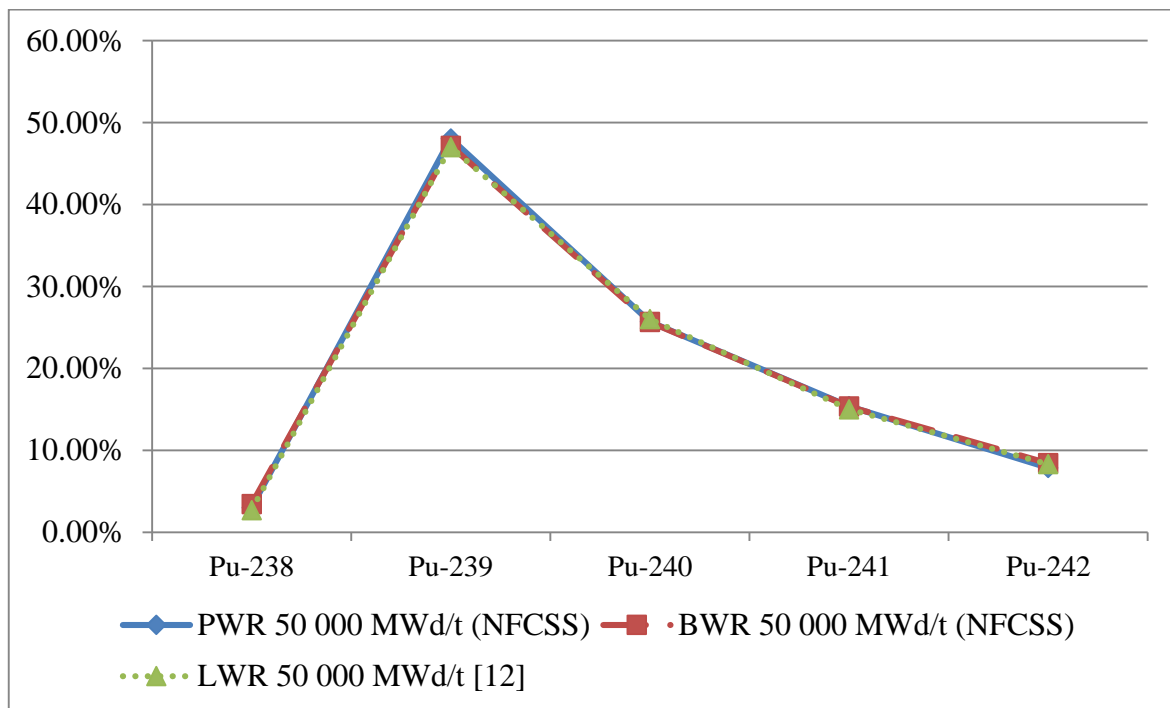
РБМК	2 500	5 000	10 000	15 000	20 000	25 000
²³⁸ Pu	0,011%	0,032%	0,113%	0,275%	0,549%	0,935%
²³⁹ Pu	92,451%	84,983%	71,090%	59,582%	50,948%	44,902%
²⁴⁰ Pu	7,158%	13,561%	23,830%	30,540%	34,037%	35,162%
²⁴¹ Pu	0,369%	1,342%	4,346%	7,639%	10,237%	11,762%
²⁴² Pu	0,010%	0,082%	0,621%	1,963%	4,228%	7,239%

Табл. 13. Изотопен състав на плутония в отработеното ядрено гориво на референтен реактор CANDU при извеждане от активната зона, в зависимост от дълбочината на изгаряне

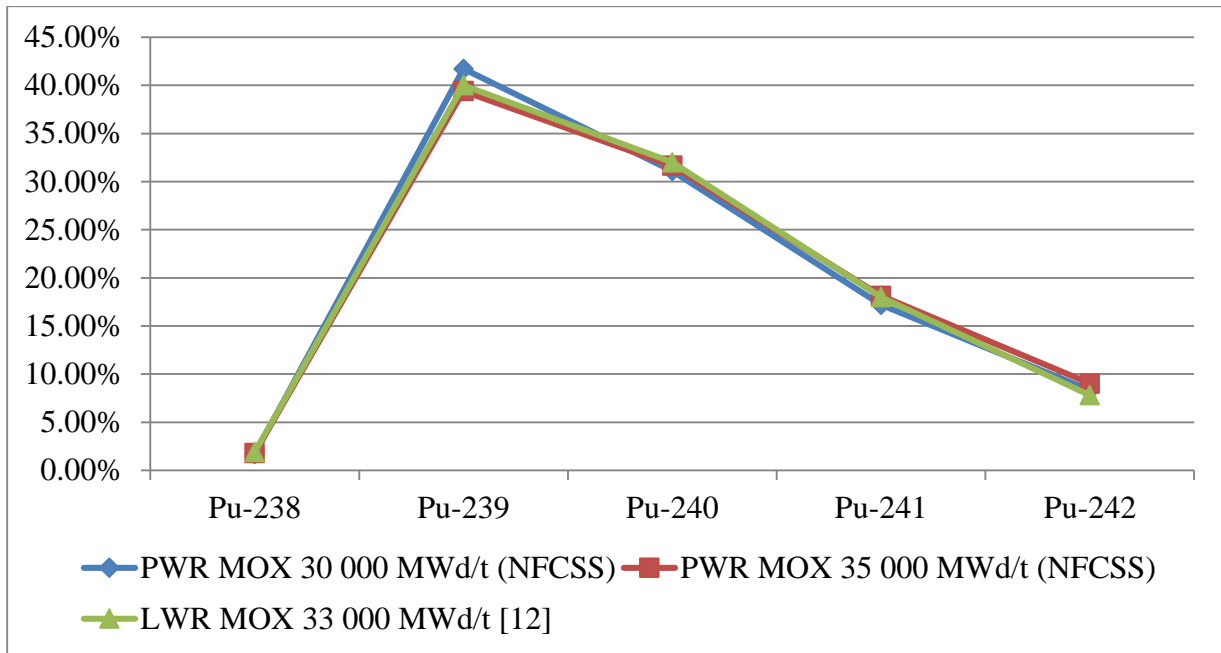
CANDU	3 000	4 000	5 000	6 000	7 000
²³⁸ Pu	0,026%	0,038%	0,052%	0,067%	0,085%
²³⁹ Pu	85,088%	80,671%	76,550%	72,739%	69,239%
²⁴⁰ Pu	13,417%	16,901%	19,962%	22,628%	24,928%
²⁴¹ Pu	1,359%	2,151%	3,004%	3,872%	4,724%
²⁴² Pu	0,110%	0,239%	0,432%	0,693%	1,024%

8. Валидация на изотопните състави

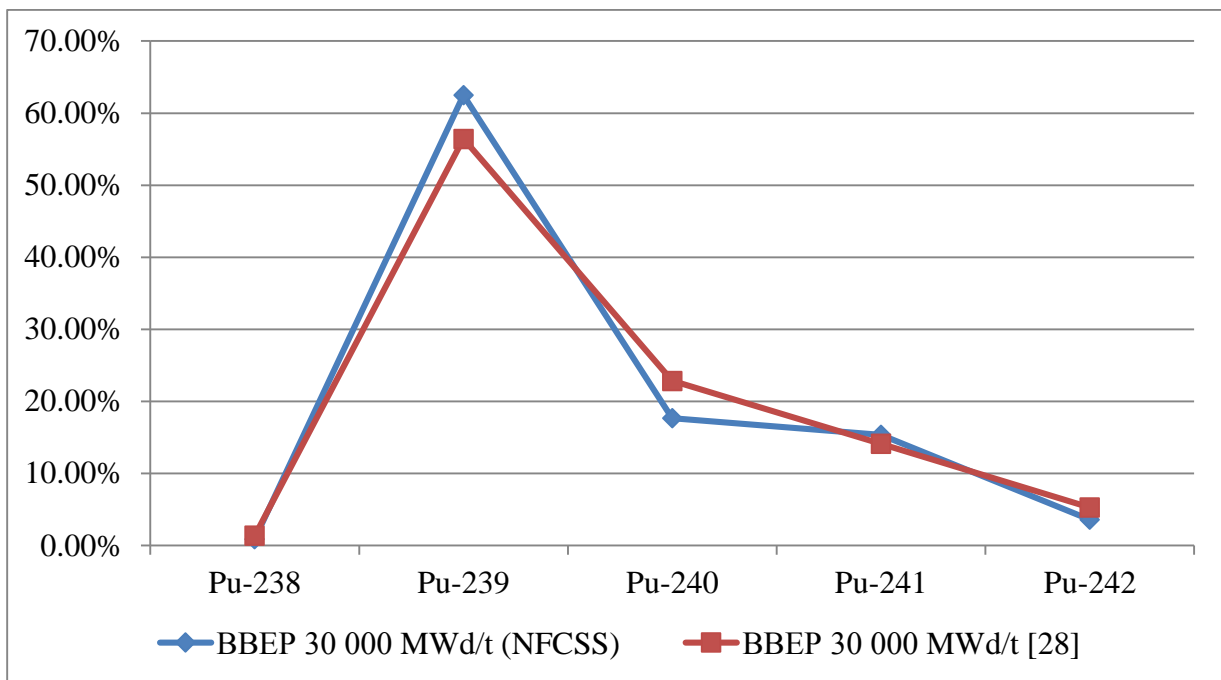
Извършена е валидация на изчисленията като получените изотопни състави са сравнени с действителни изотопни състави, представени в литературни източници. В [12] са представени реални данни за изотопния състав на плутония в отработеното гориво на „западни“ леководни реактори с различни дълбочини на изгаряне за ураново и смесено уран-плутониево оксидно гориво (вж. също и табл. 6). Данни за изотопните състави на плутония в отработеното гориво на ВВЕР, РБМК и реактори с тежка вода са публикувани в [28]. На фиг. 6 - 10 са показани сравненията на някои от изчислените стойности с литературните данни. При леководните данни от западен тип се наблюдава пълно съответствие при изотопните състави на плутония в урановото отработено гориво (фиг. 6). Данните за MOX също пасват добре (фиг. 7). Сравнението на резултатите с литературни данни за РБМК също показва добро съответствие (фиг. 9), а при ВВЕР и CANDU се наблюдава надценяване на концентрацията на ^{239}Pu (фиг. 8 и фиг. 10). В заключение, може да се приеме, че така изчислените изотопни състави са достоверни.



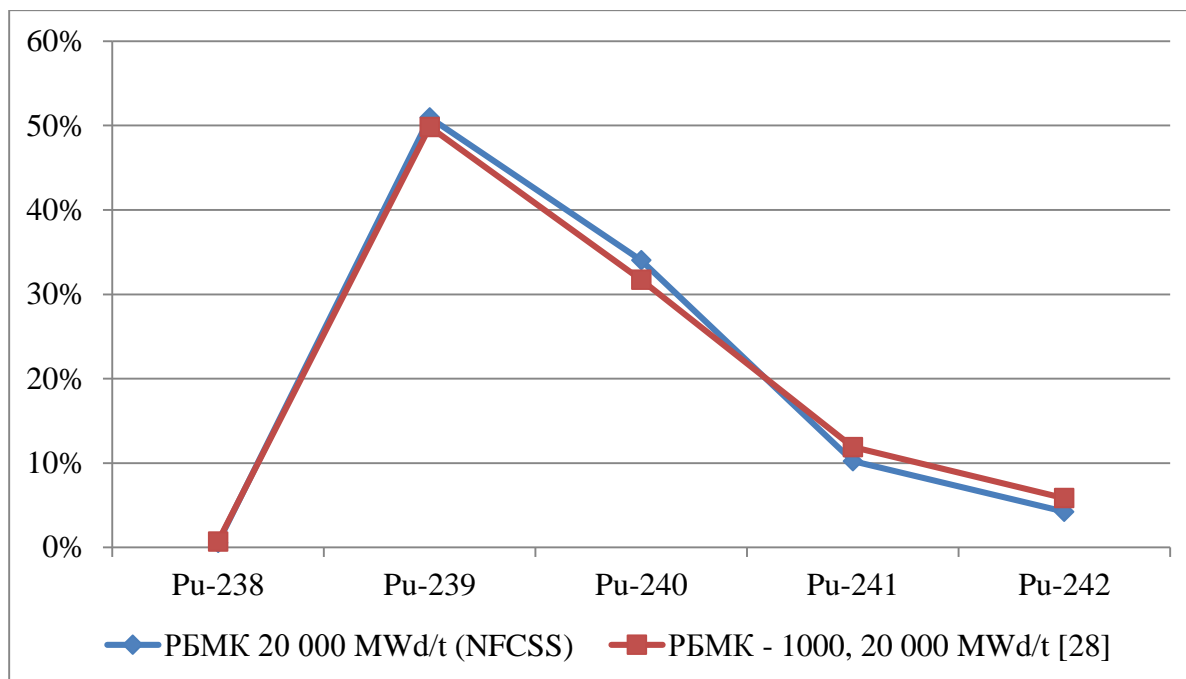
Фиг. 6. Сравнение на изотопния състав на плутония в ураново ОЯГ на леководен реактор от „западен“ тип при постигната дълбочина на изгаряне от 50 000 MWd/t



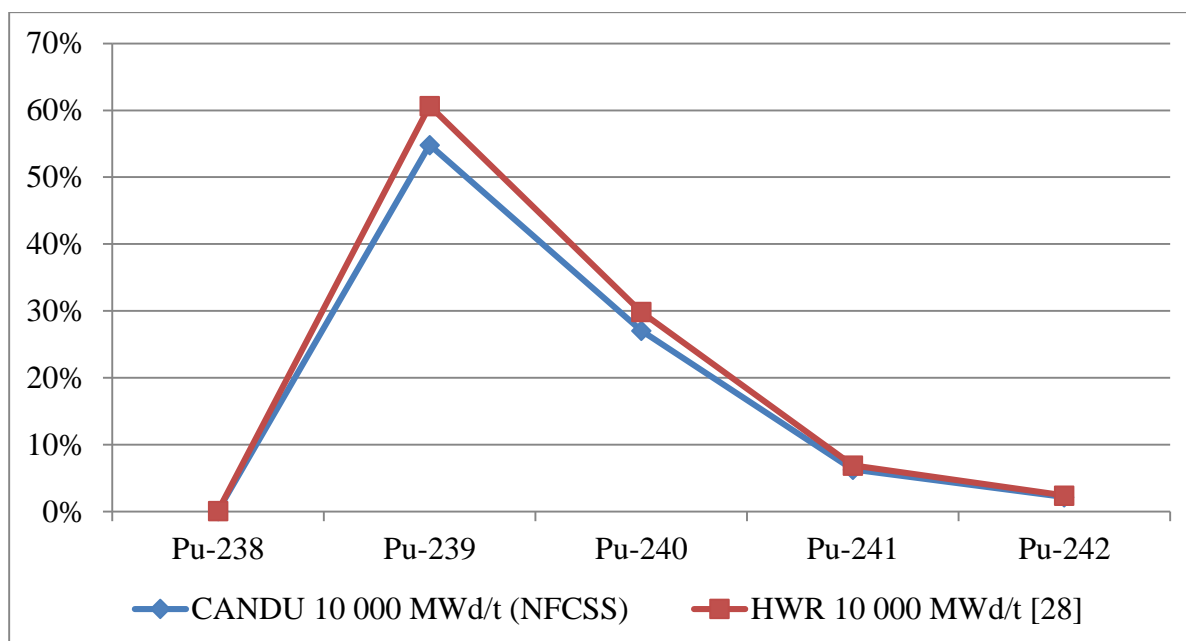
Фиг. 7. Сравнение на изотопния състав на плутония в уран-плутониево ОЯГ на леководен реактор от „западен“ тип при постигната дълбочина на изгаряне от 30 000 – 35 000 MWd/t



Фиг. 8. Сравнение на изотопния състав на плутония в ураново ОЯГ на леководен реактор от тип ВВЕР при постигната дълбочина на изгаряне от 30 000 MWd/t



Фиг. 9. Сравнение на изотопния състав на плутония в ураново ОЯГ на реактор от тип РБМК при постигната дълбочина на изгаряне от 20 000 MWd/t



Фиг. 10. Сравнение на изотопния състав на плутония в ураново ОЯГ на тежководен реактор при постигната дълбочина на изгаряне от 10 000 MWd/t

9. Получени резултати

За изотопните състави, представени в т. 8, са изчислени коефициентите FOM_1 и FOM_2 , съгласно методиката, описана в т. 6. Получените резултати са представени в табличен (табл. 14, 15, 16 и 17) и графичен вид (фиг. 11, 12, 13, 14). В таблиците е използвана цветна кодировка за онагледяване на използваемостта на съответната

изотопна смес, съгласно стойностите, представени в табл. 8. Стойностите на двата коефициента, превишаващи 2 (предпочитан материал) са онагледени с тъмночервен код, стойностите, намиращи се в интервала между 1 и 2 (привлекателен материал) са кодирани със светлочервено, а стойностите в интервала от 0 до 1 (непрактичен, но възможен за употреба материал), са кодирани със зелен цвят. Не са получени отрицателни стойности.

Табл. 14. Стойности на коефициента FOM_1 за различни референтни леководни реактори и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне

	30 000	35 000	40 000	45 000	50 000	55 000	60 000
PWR	2,25803	2,17458	2,09242	2,01340	1,93909	1,87105	1,81014
BWR	2,24092	2,15016	2,06077	1,97549	1,89648	1,82539	1,76309
ВВЕР	2,30980	2,23839	2,16711	2,09736	2,03062	1,96798	1,91025
PWR MOX	2,05002	2,02349	1,99606	1,96799	1,93969	1,91158	1,88417
ВВЕР MOX	2,16299	2,14040	2,11632	2,09105	2,06502	2,03870	2,01259

Табл. 15. Стойности на коефициента FOM_2 за различни референтни леководни реактори и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне

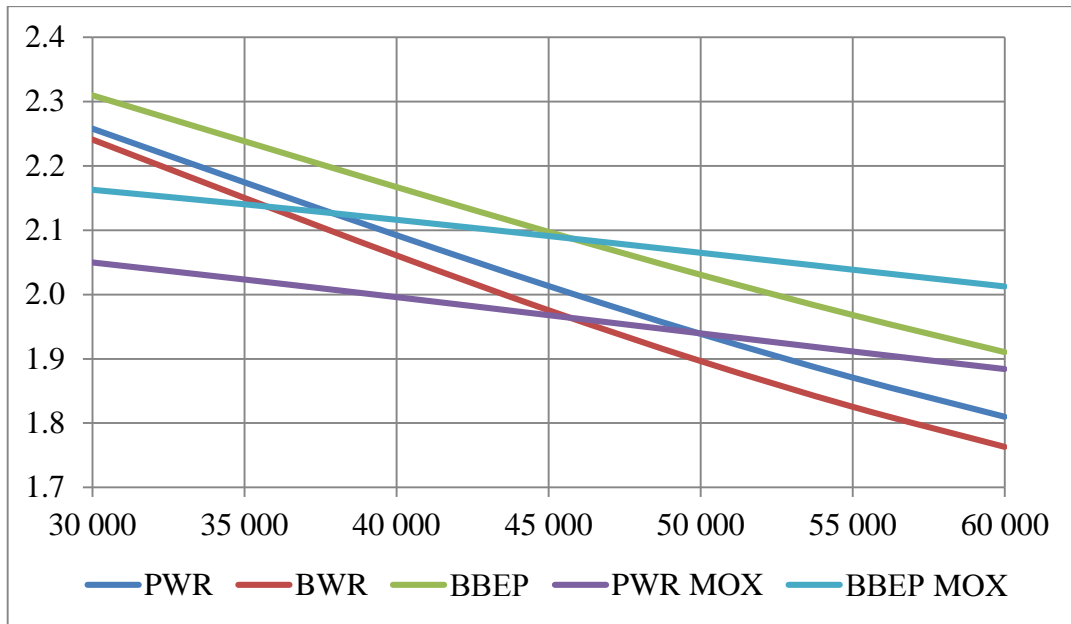
	30 000	35 000	40 000	45 000	50 000	55 000	60 000
PWR	1,13471	1,07078	1,01472	0,96499	0,92079	0,88196	0,84826
BWR	1,12014	1,05477	0,99725	0,94626	0,90121	0,86192	0,82827
ВВЕР	1,23995	1,18066	1,12632	1,07659	1,03158	0,99134	0,95589
PWR MOX	0,84440	0,81757	0,79419	0,77395	0,75658	0,74188	0,72963
ВВЕР MOX	0,92479	0,90235	0,88210	0,86381	0,84732	0,83253	0,81939

Табл. 16. Стойности на коефициента FOM_1 за референтни реактори тип РБМК и тип CANDU и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне

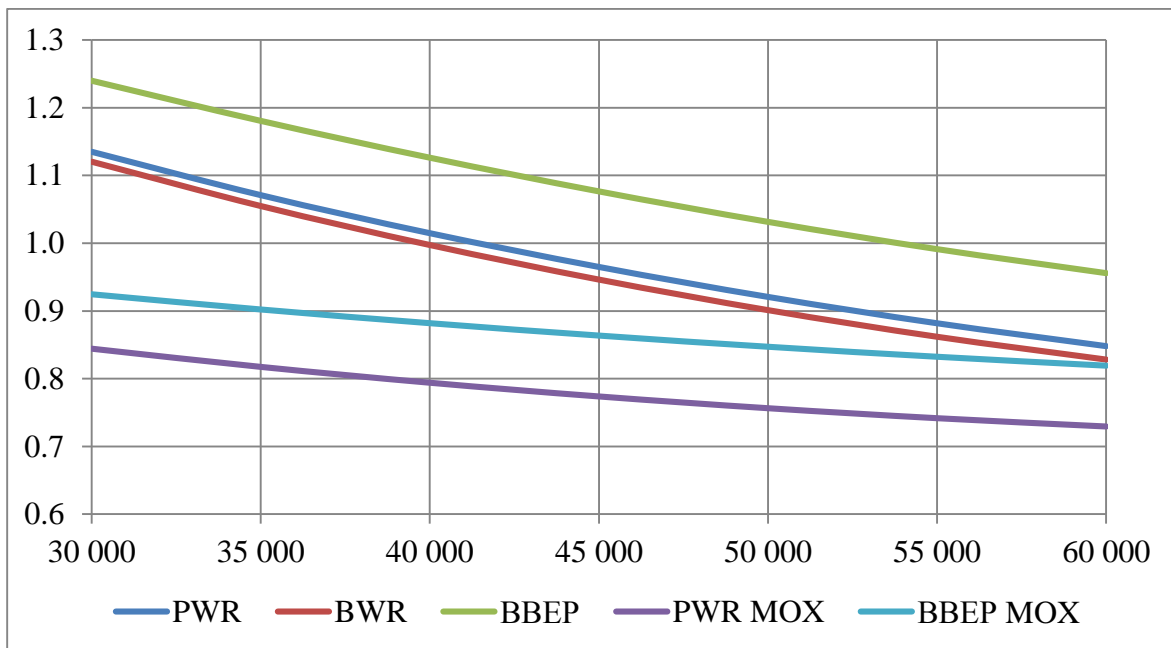
	2 500	5 000	10 000	15 000	20 000	25 000
РБМК	2,68255	2,60929	2,48378	2,37155	2,26147	2,15265
	3 000	4 000	5 000	6 000	7 000	
CANDU	2,61191	2,57256	2,53727	2,50535	2,47625	

Табл. 17. Стойности на коефициента FOM_2 за референтни реактори тип РБМК и тип CANDU и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне

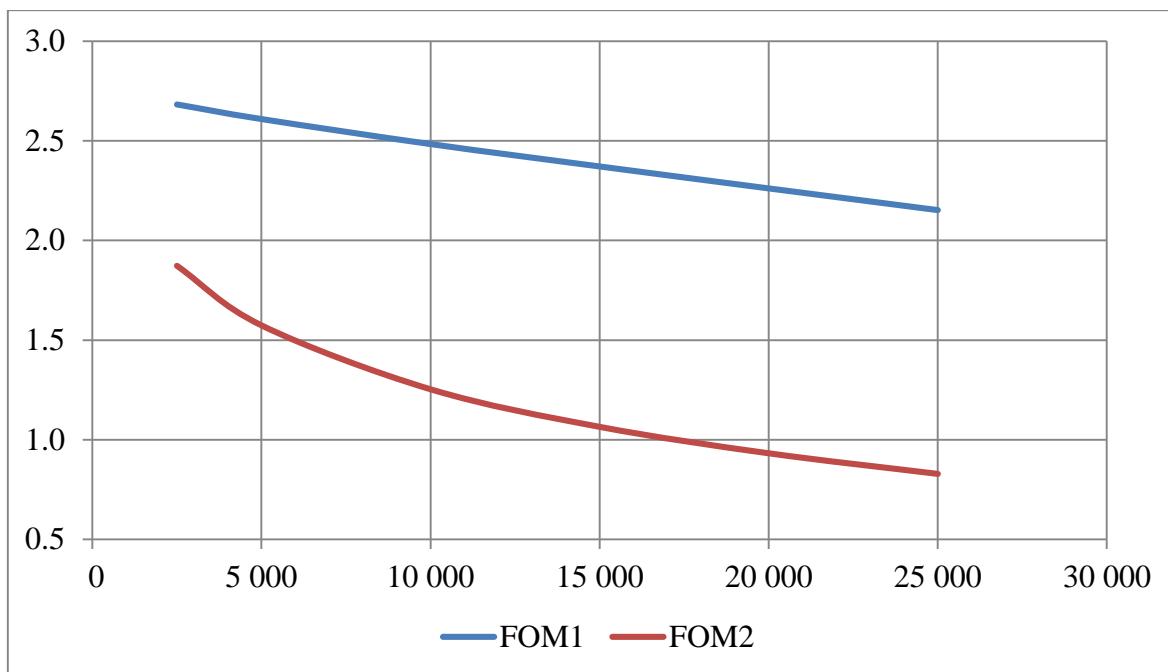
	2 500	5 000	10 000	15 000	20 000	25 000
РБМК	1,87358	1,57438	1,25349	1,06485	0,93212	0,82867
	3 000	4 000	5 000	6 000	7 000	
CANDU	1,57771	1,45414	1,35746	1,27856	1,21223	



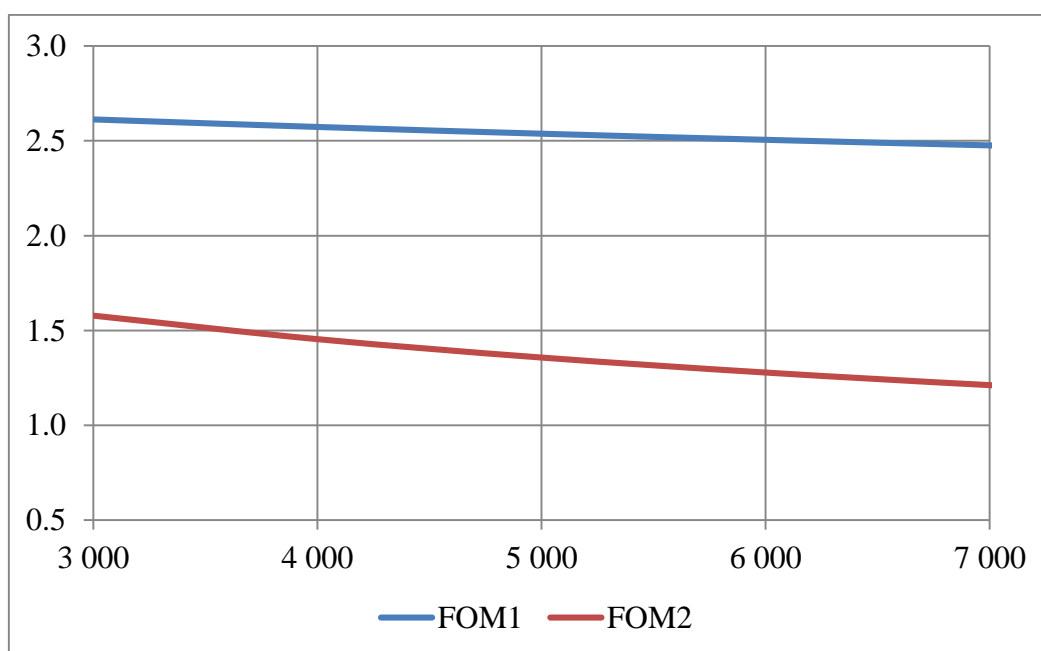
Фиг. 11. Стойности на коефициента FOM_1 за различни референтни леководни реактори и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне



Фиг. 12. Стойности на коефициента FOM_2 за различни референтни леководни реактори и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне



Фиг. 13. Стойности на коефициентите FOM_1 и FOM_2 за референтен реактор тип РБМК и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне



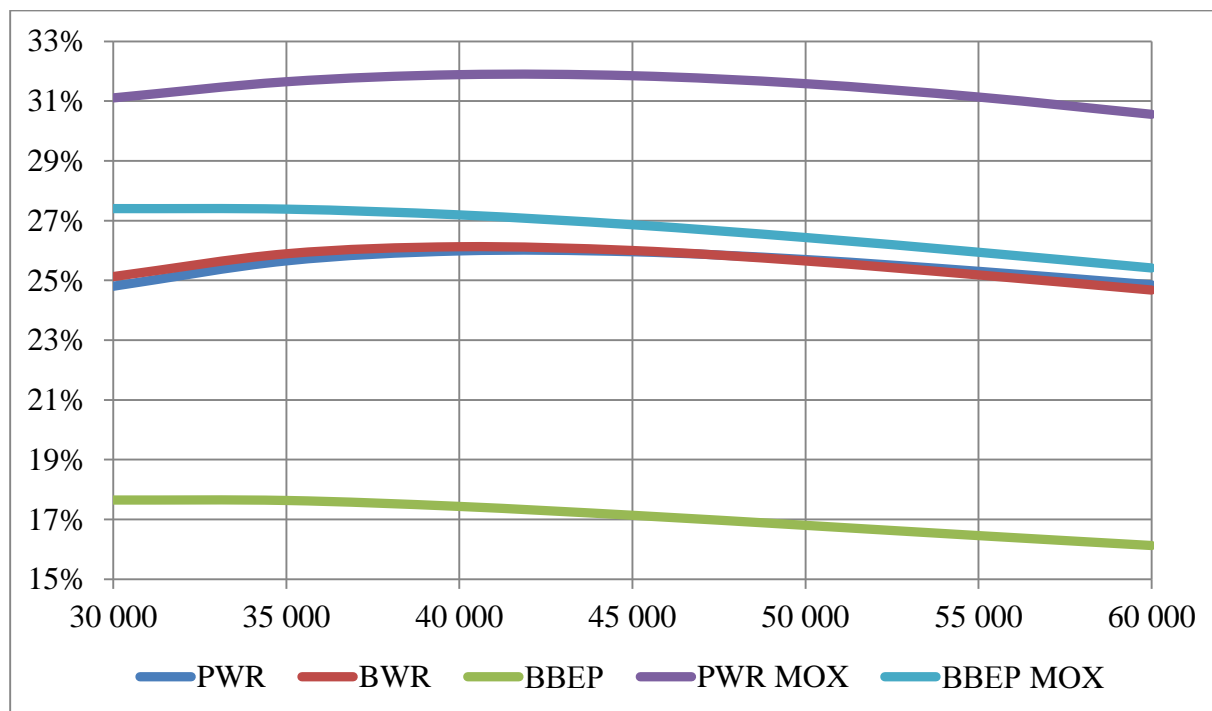
Фиг. 13. Стойности на коефициентите FOM_1 и FOM_2 за референтен реактор тип CANDU и изменението им в зависимост от дълбочината на изгаряне

10. Анализ на резултатите и изводи

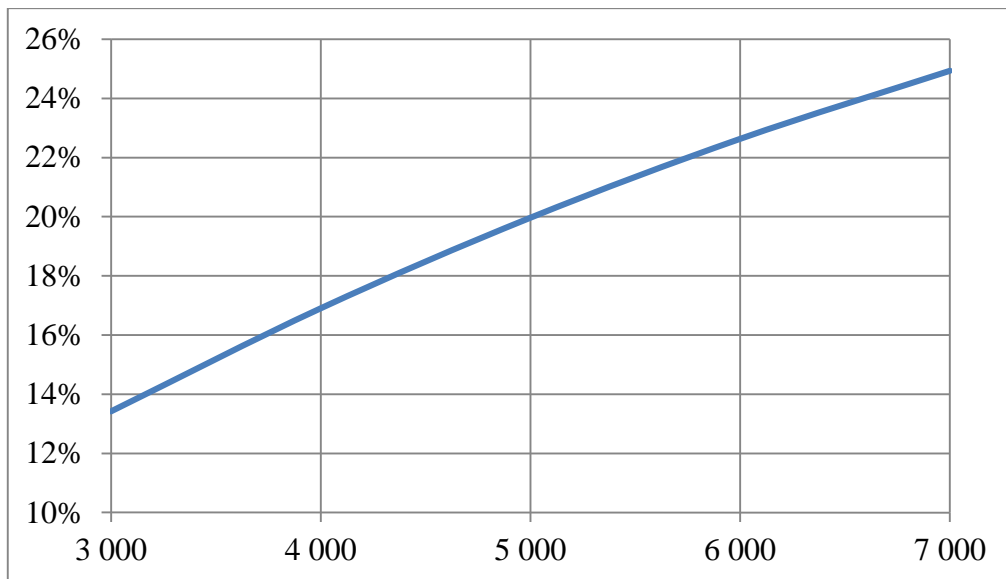
Очаквано, колкото е по-ниска постигнатата дълбочина на изгаряне при реакторите, работещи с ураново гориво, толкова по-високи са коефициентите FOM_1 и FOM_2 . Това се дължи на факта, че в началото на горивната кампания коефициентът на

натрупване на плутония е по-висок, поради това, че изгарянето на ^{239}Pu е ниско. Също така тези коефициенти са по-високи за реакторите тип РБМК и CANDU, при които коефициентът на възпроизводство приема по-високи стойности, поради по-ниската степен на обогатяване на урановото гориво по ^{235}U . С течение на кампанията коефициентите намаляват, поради загубите на ^{239}Pu от изгаряне – той се разделя, или чрез поглъщане на неутрони, поставя началото на получаването на плутониеви изотопи с по-високо масово число.

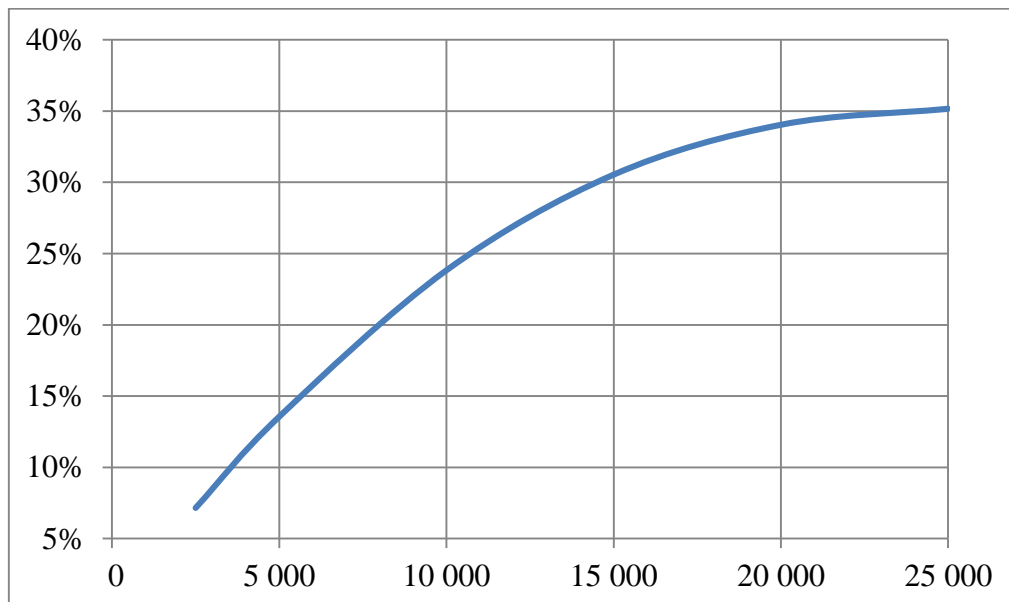
При анализ на стойностите на коефициентите FOM_1 и FOM_2 при леководни реактори, се забелязва, че те са почти идентични за леководните реактори от „западен“ тип при използването на стандартно ураново гориво, а при ВВЕР тези стойности са значително по-високи. Тази разлика може да бъде констатирана от табл. 14 и фиг. 11. Вижда се, че за да стане по-непривлекателен, плутоният, получен в реактори ВВЕР, горивото трябва да достигне много високи дълбочини на изгаряне – с около 10 000 MWd/t повече отколкото при PWR и с около 15 000 MWd/t отколкото при BWR. Това може да се обясни с факта, че съдържанието на ^{240}Pu в ОЯГ от „западните“ реактори варира в нешироки граници около 25% при всички дълбочини на изгаряне, докато при ВВЕР, съдържанието на ^{240}Pu в ОЯГ е под 18% с намаляваща тенденция (фиг. 14). Това поставя плутония, получен в „западни“ LWR в реакторния клас, докато плутоният, получен във ВВЕР попада в горивен клас, за който е известно и демонстрирано, че е подходящ за направата на ядрено оръжие. Тези разлики се дължат на особеностите на всеки тип реактор като вероятно са подсилени от комбинация от фактори, включени в модела, като по-ниското използвано начално обогатяване при ВВЕР, обуславящо по-висок коефициент на възпроизводство и надценяването на получените количества ^{239}Pu за сметка на ^{240}Pu в модела на NFCSS (в рамките на 3-4%, фиг. 8). Това показва, че отработеното гориво от ВВЕР би следвало да се контролира по-стриктно.



Фиг. 14. Дял на ^{240}Pu в плутония, получен от ОЯГ на леководни реактори



Фиг. 15. Дял на ^{240}Pu в плутония, получен от ОЯГ на CANDU



Фиг. 16. Дял на ^{240}Pu в плутония, получен от ОЯГ на РБМК

Що се отнася до отработените MOX горива, при тях съдържанието на ^{240}Pu е достатъчно високо, но видно от табл. 14, коефициентът FOM_1 е достатъчно висок, за да представляват интерес за технологично напреднала страна, желаеща да се сдобие с грубо устройство. По-голямата пригодност на MOX от ВВЕР вероятно се дължи отчасти на по-ниското съдържание на плутоний в този тип смесено гориво, което обуславя повече ^{238}U в активната зона. Въпреки това, липсата на експлоатационен опит на ВВЕР с MOX гориво не позволява да бъде извършена достоверна валидация на изотопния състав. Относно FOM_2 , ясно се вижда как увеличаването на дела на ^{240}Pu намалява значително използваемостта на плутония от леководни реактори. По отношение на реакторите РБМК и CANDU, при тях стойностите и на двата коефициента са по-високи, поради по-ниското обогатяване – 2,05% за РБМК и природен уран за CANDU, което повишава коефициента на възпроизводство.

Въпреки че методиката FOM оценява само един от аспектите на привлекателността на ядрените материали – възможността технологично развита група или страна да произведе грубо ядрено взривно устройство, което да може да съхранява, от получените резултати става ясно, че плутоният, получен в резултат на нормалната експлоатация на енергийни реактори не следва да бъде изключван от наблюдение и контрол. В някои случаи, полученият плутоний е с достатъчна чистота, за да бъде произведено ядрено оръжие (горивен клас плутоний). Такъв е случаят не само с плутония, получен във ВВЕР, но и с плутония, получен при по-ниски дълбочини на изгаряне в РБМК и CANDU (фиг. 15 и 16). Като цяло, изчислените стойности на коефициента FOM_1 са съпоставими с цитираната в табл. 9 стойност за FOM_1 за реакторен плутоний, получена в [21]. Информация за изотопния състав на този плутоний е посочена в табл. 7.

Въпреки това, за да се отговори на въпроса дали реакторния плутоний е подходящ за използване в ядрен експлозив, както и за да бъдат оценени цялостно различните аспекти на неразпространението на ядрени материали, е необходимо да бъде извършен подобен анализ на различните изотопни смеси на плутония и чрез други методики, както и да бъде извършена по-пълна валидация на изчислените изотопни състави.

Използвана литература

- [1] IAEA, Technical Features to Enhance Proliferation Resistance of Nuclear Energy Systems, Nuclear Energy Series, No. NF-T-4.5, Vienna, 2010
- [2] U.S. DOE, Nuclear Material Control and Accountability, Manual DOE M 470.4-6, 2006
- [3] V. D. Cleary et al., Strengthening the Foundations of Proliferation Assessment Tools, Sandia National Laboratories, SAND2007-6158, September 2007
- [4] C. G. Bathke et al. The Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles for Various Proliferation and Theft Scenarios, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-09-02466, 2009
- [5] American Physical Society, Nuclear Power and Proliferation Resistance: Securing Benefits, Limiting Risk, A report by the Nuclear Energy Study Group of the American Physical Society Panel on Public Affairs, May 2005
- [6] U.S. DOE, Nuclear Proliferation and Civilian Nuclear Power, Report of the Nonproliferation Alternative Systems Assessment Program, Volume II: Proliferation Resistance, June 1980
- [7] J. Kang, Analysis of Nuclear Proliferation Resistance, Progress in Nuclear Energy; Vol. 47, No. 1-4, pp. 672-684, 2005
- [8] В. Велев, К. Филипов, Ядрени горива, ИФО Дизайн, София, 2008
- [9] Г. Глухов, Ядрени енергийни реактори, ИФО Дизайн, София, 2004
- [10] Владимирова В. И., Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов, Атомиздат, Москва, 1976
- [11] V. Artisyuk, M. Saito, A. Ezoubtchenko, Development of methodology to assess proliferation resistance of nuclear heavy metals, Progress in Nuclear Energy 50, 647-653, 2008
- [12] B. Pellaud, Proliferation aspects of plutonium recycling, Comptes Rendus Physique 3.7, 1067-1079, 2002

- [13] S. E. Skutnik, M.-S. Yim, Assessment of fuel cycle proliferation resistance dynamics using coupled isotopic characterization, *Nuclear Engineering and Design* 241, 3270– 3282, 2011
- [14] S. Permana, M. Suzuki, Basic evaluation on material attractiveness of isotopic plutonium barrier, *Progress in Nuclear Energy* 53, 958-963, 2011
- [15] M. Bunn, Proliferation-Resistance (and TerrorResistance) of Nuclear Energy Systems, *Managing the Atom Project*, Massachusetts Institute of Technology, November 20, 2007
- [16] J. Kang, F. von Hippel, Limited Proliferation Resistance Benefits from Recycling Unseparated Transuranics and Lanthanides from Light-Water Reactor Spent Fuel, *Science and Global Security*, 13:169–181, 2005
- [17] U. S. National Academy of Sciences, *Monitoring Nuclear Weapons and Nuclear-Explosive Materials: An Assessment of Methods and Capabilities*, Appendix A, 2005
- [18] B. C. Reed, *The Physics of the Manhattan Project*, Springer-Verlag Berlin Heidelberg, 2011, p.46
- [19] J. Magill, P. Peerani, (Non-) Proliferation Aspects of Accelerator Driven Systems, *J. Phys. IV France* 9, 1999
- [20] E. D. Clayton, *Anomalies of Nuclear Reactivity*, Revision 6, Pacific Northwest National Laboratory, Richland, WA, PNNL - 19176, February 2010
- [21] C. G. Bathke, *Material Attractiveness and Why It Is Important*, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-14-20797, February 2014
- [22] Y. Kimura et al., Evaluation of proliferation resistance of plutonium based on spontaneous fission neutron emission rate, *Annals of Nuclear Energy* 46, 152-159, 2012
- [23] Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, *Evaluation of nuclear criticality safety data and limits for actinides in transport*, Final Report, C4/TMR2001/200-1, 2013
- [24] W. E. King et al., The application of a figure of merit for nuclear explosive utility as a metric for material attractiveness in a nuclear material theft scenario, *Nuclear Engineering and Design* 240, 3699-3707, 2010
- [25] C. G. Bathke et al., *An Assessment of the Attractiveness of Material Associated with a MOX Fuel Cycle from a Safeguards Perspective*, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-09-03637, Proceedings of INMM 50th Annual Meeting, 2009
- [26] C. G. Bathke, *Further Assessments of the Attractiveness of Materials in Advanced Nuclear Fuel Cycles from a Safeguards Perspective*, Los Alamos National Laboratory, LA-UR-08-05958, 10th Information and Exchange Meeting “Actinide and Fission Product Partitioning and Transmutation”, Mito, Japan, October 6-10, 2008
- [27] IAEA, *Nuclear Fuel Cycle Simulation System (VISTA)*, IAEA-TECDOC-1535, Vienna, 2007
- [28] M. Wallenius, P. Peerani, L. Koch, Origin determination of plutonium material in nuclear forensics, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, Vol. 246, No. 2, 317-321, 2000