

# Өндөр температурын хийн реакторын голомтын нейтроник анализд “SERPENT” кодыг ашиглах нь

Т.Жамъянсүрэн<sup>1,\*</sup>, С.Одмаа<sup>1,2</sup>, Б.Мөнхбат<sup>1,2</sup>, Н.Норов<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup> Цөмийн физикийн судалгааны төв, Монгол улсын их сургууль

<sup>2</sup> Хими, биологийн инженерчлэлийн тэнхим, Хэрэглээний шинжлэх ухаан, инженерчлэлийн сургууль, Монгол улсын их сургууль

Энэ ажилд Финландын Техникийн Судалгааны төвийн хөгжүүлсэн Монте Карло аргыг ашиглан нейтроникийн тооцоолол хийдэг SERPENT2.1.30 кодыг ашиглан 20%-ийн баяжуулалттай ураны исэл (UO<sub>2</sub>) бүхий TRISO түлштэй, 100 МВт-ийн дулааны чадалтай, 927°C температурт ажиллах төвдөө ойлгогчтой, өндөр температурын хийн реакторын голомтын дизайныг хийж, анхан шатны нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэв. Энэхүү тооцоололд цөмийн урвалын өгөгдлийн сан ENDF/B-VI.8-ийг ашиглав. Бид өмнө нь ийм голомтын нейтроник тооцооллыг Японы Атомын Энергийн Агентлагийн хөгжүүлсэн Монте Карло аргаар тооцоолдог MVP/GMVP 2.0 компьютерийн кодыг ашиглан нейтроник тооцооллуудыг гүйцэтгэж, анализ хийсэн. Энэ ажлаар ижил аргаар тооцоолол хийдэг өөр кодууд ашиглан нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэн, гарган авсан үр дүнгүүдийн харьцуулан, ялгааг тайлбарлав.

## I. ОРШИЛ

Орчин үед дурын хэлбэр хэмжээстэй системүүдэд нейтроны шилжилтийг тооцоолдог Монте Карло аргад үндэслэсэн компьютерийн кодуудыг детерминистик аргад үндэслэсэн кодын баталгаажуулалт, цөмийн детекторын загварчлал, цацрагийн хамгаалалтын асуудлууд болон реакторын аюулгүй байдлын анализ зэрэг реакторын физикийн төрөл бүрийн тооцооллуудад өргөн ашиглаж байна. Энэ төрлийн компьютерийн кодууд нь дурын геометр хэмжээстэй орчныг дуурайлган загварчилж түүнд явагдах нарийн төвөгтэй физик процессыг судлах боломжийг олгож байна.

Бид өмнөх судалгааны ажлуудаар голомтын төвдөө ойлгогчийн нэг блоктой, 100 МВт дулааны чадалтай, 850°C температурт ажиллах призм төрлийн өндөр температурын хийн реакторын (ӨТХР) голомтын дизайныг сонгон, критик байдлын болон түлшний шаталтын тооцооллыг гүйцэтгэсэн [1-4]. ӨТХР-ын голомтын дизайныг загварчлан, нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэхдээ Японы Атомын Энергийн Агентлаг (ЯАЭА)-ийн хөгжүүлсэн MVP/GMVP 2.0 [5] болон MVP-BURN [6] компьютерийн кодуудаар судалсан ба тооцоололд цөмийн урвалын өгөгдлийн сан JENDL-3.3 [7] ба JENDL-4.0[8]-ийг ашигласан. Энэ ажлаар Монте Карло аргаар нейтроны

шилжилтийг тооцоолдог Финландын VTT Техникийн Судалгааны Төвийн SERPENT2.1.30 [9] кодыг ашиглан 100 МВт дулааны чадалтай ӨТХР-ийн голомтын дизайныг хийж, нейтроник анализыг гүйцэтгээд гарган авсан үр дүнгээ уг голомтын хувьд цөмийн урвалын өгөгдлийн JENDL-3.3 сантай MVP/GMVP 2.0 кодоор тооцоолсон үр дүнтэй харьцуулж, ялгааг авч үзэх зорилго тавив.

## II. АРГА ЗҮЙ

### 2.1. Голомтын дизайн

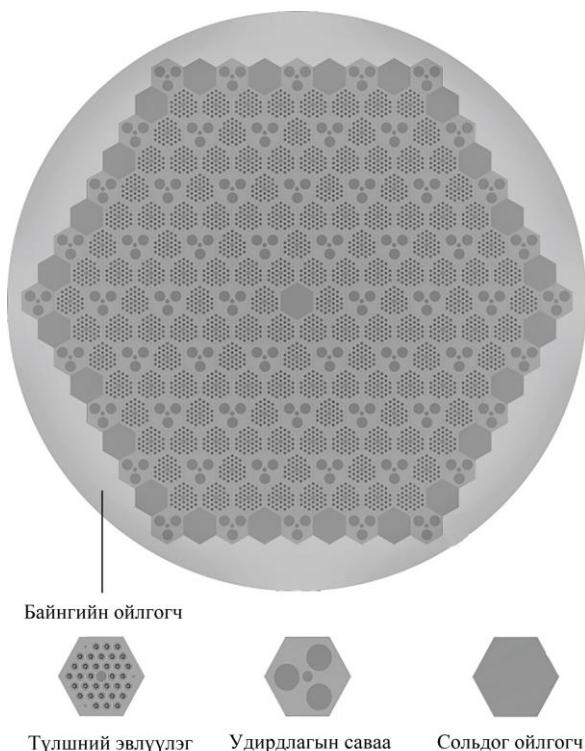
Өмнөх ажлуудад тайлбарласнаар призм төрлийн ӨТХР-ийн голомт нь түлшний эвлүүлгийн, удирдлагын савааны, ойлгогчийн гэсэн блокуудаас бүрдэх ба төвдөө 36 см өргөнтэй зургаан өнцөгт призм хэлбэртэй бал чулуун ойлгогчтой. Түлшний эвлүүлгийн блок нь 33 түлшний саваанаас бүрдэх ба түлшний саваа нь 20%-ын баяжуулалттай ураны исэл (UO<sub>2</sub>) бүхий TRISO бөөмсийг агуулдаг [1-4].

Хүснэгт 1. ӨТХР-ын голомтын үндсэн үзүүлэлтүүд

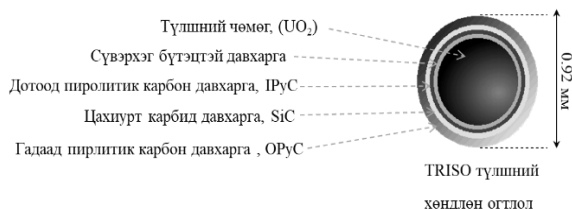
Дулааны чадал, МВт	100
Голомтын температур, °C	927
Голомтын хэмжээ:	
Өндөр, см	638
Радиус, см	247
Идэвхтэй голомтын эзлэхүүн, м <sup>3</sup>	121
Түлш	UO <sub>2</sub>
Баяжуулалт	20wt%
Хөргүүрийн материал	Гелийн хий

\* Electronic address: t.jamiyansuren@gmail.com

ӨТХР-ын голомтын дизайны үндсэн үзүүлэлтийг Хүснэгт 1-д үзүүлэв. Голомт болон TRISO түлшний хөндлөн зүсэлтийг харгалзан Зураг 1 болон 2-т харуулав.



Зураг 1. Голомтын хөндлөн зүсэлт.



Зураг 2. TRISO түлшний хөндлөн зүсэлт.

## 2.2. Монте Карло арга

Монте Карло аргаар тооцоолдог MVP/GMVP 2.0 болон SERPENT кодоор реакторын голомт дэх нейтрон үржүүлэх эффектив фактор ( $k_{эфф}$ )-ыг тооцоолохдоо голомт дотор үүссэн нейтонуудын санамсаргүй алхамуудыг тэдний мөргөлдөөний нягт, мөрийн урт, болон гадаргуу нэвтлэх магадлалт үйл явцаар тооцон олдог [5,6,8]. Монте Карло аргад голомтод үүссэн нейтроноор явагдах харилцан үйлчлэлийг санамсаргүйгээр үнэлдэг тул тооцооллыг хамгийн оновчтой болгох нөхцлийг бодлого тус бүрд тогтоох шаардлагатай байдаг. Тооцооллын статистик алдааг хангалттай бага байлгахын тулд нэг удаагийн тооцоололд нейтроны нийт 5 сая ( $50000 \times 100$ ) харилцан үйлчлэлийг авч үзсэн.

## 2.3 Цөмийн өгөгдлийн сан

Нейтроны шилжилт, материал хөгжүүлэлтийн тооцоололд JENDL-(Japanese Evaluated Nuclear Data Library), ENDF-(Evaluated Nuclear Data File), ба JEFF-(Joint Evaluated Fission and Fusion File) зэрэг цөмийн урвалын өгөгдлийн сангуудыг ашигладаг. Бидний ашиглаж байгаа Монте Карло кодууд нь өөрсдийн хувилбартаа тохирсон тусгай өргөтгөл бүхий цөмийн урвалын өгөгдлийн санг ашигладаг. Энэ ажилд ашигласан SERPENT2.1.30 кодоод өмнөх тооцооллуудад ашигласан JENDL-3.3, JENDL4.0 цөмийн урвалын өгөгдлийн сангийн өргөтгөл тохирохгүй байсан учраас 2001 онд гарсан ENDF/B-VI.8 [9] цөмийн өгөгдлийн санг ашиглав. Учир нь бидний өмнөх ажлуудад ашигласан JENDL-3.3 өгөгдлийн сан нь дээрх сантай ойролцоо буюу 2002 онд гарсан болно [7].

## III. НЕЙТРОНИК АНАЛИЗ

### 3.1 ӨТХР-ын голомт

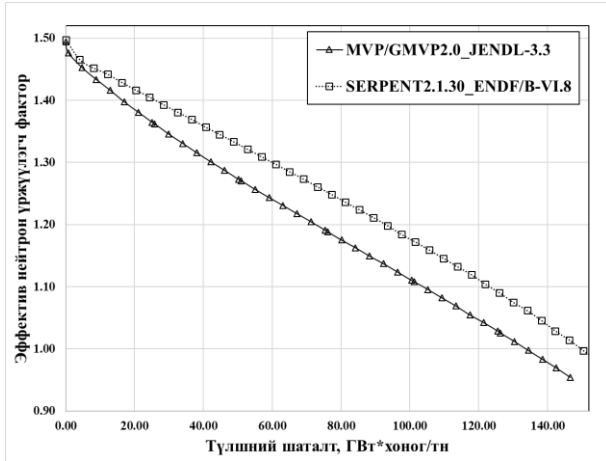
100 МВт дулааны чадалтай ӨТХР-ын голомтод JENDL-3.3 сантай MVP/GMVP2.0 ба ENDF/B-VI.8 сантай SERPENT2.1.30 кодуудаар нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэв. Эдгээр тооцооллын үр дүнг Хүснэгт 2 болон Зураг 3-т харуулав.

Хүснэгт 2. ӨТХР-ийн голомтын нейтроник анализын үр дүн.

Цөмийн өгөгдлийн сан	$K_{эфф,0}$ (алдаа %)	ХИУ $\Delta k/k$ (%)	$t_{голомт}$ (жил)	$V_{түлш,t}$ (ГВт*хоног/тн)
MVP2.0, MVP-BURN, $T_{голомт} = 927^\circ\text{C}$				
JENDL-3.3	1.4939 (0.03)	33.06	32.9	133.7
SERPENT2.1.30, $T_{голомт} = 927^\circ\text{C}$				
ENDF/B-VI.8	1.4977 (0.04)	33.23	36.8	149.6
Тайлбар:				
$K_{эфф,0}$ алдаа	Реактор ажиллаж эхлэх үеийн $K_{эфф}$ статистик хазайлт			
ХИУ $\Delta k/k$	Реактивитийн хамгийн их утга			
$t_{голомт}$	Голомт дэх түлшний нэг циклийн үргэлжлэх хугацаа			
$V_{түлш,t}$	Нэг циклийн төгсгөлд түлшний шаталт			

Үр дүнгээс харахад SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллоорх голомтын нейтроник параметруудын утга нь MVP/GMVP2.0+JENDL-

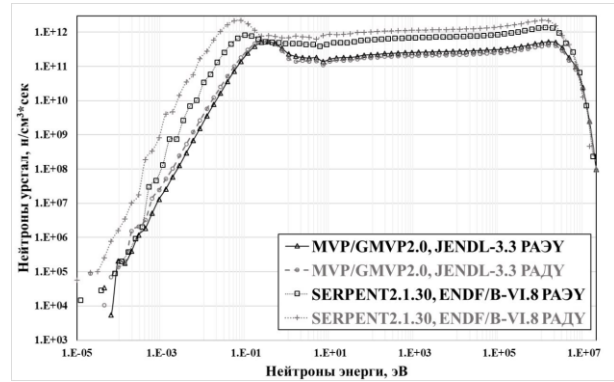
3.3 тооцооллоос гарган авсан утгаас их гарсан байна. Тухайлбал, SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцоололд реактор ажиллаж эхлэх үеийн нейтрон үржүүлэх эффектив факторын ( $k_{эфф}$ ) болон реактивитийн утга ялимгүй ихэссэн байхад, голомтын нэг циклийн үргэлжлэх хугацаа 4 жилээр уртасч, түлшний шаталт 16 ГВт\*хоног/тн хэмжээгээр ихэссэн байна.



Зураг 3. Голомтын нейтрон үржүүлэх эффектив факторын өөрчлөлт.

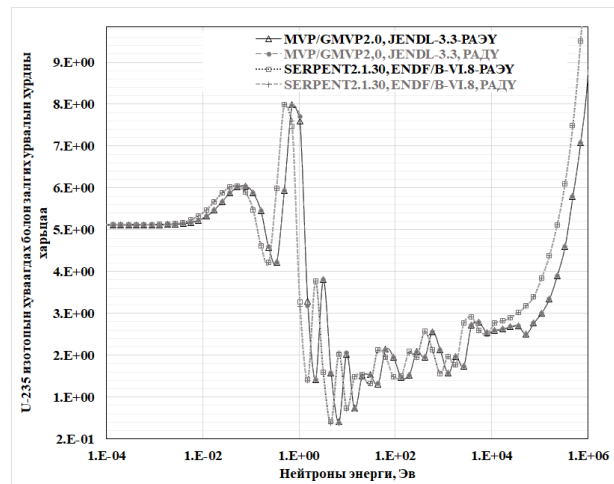
Ижил зарчмаар тооцоолдог дээрх симуляцын кодуудын хувьд тооцоололд ашиглаж байгаа цөмийн урвалын өгөгдлийн сангууд нь хоорондоо ялгаатай ба үүнээс хамааран нейтроник үзүүлэлтүүд өөрчлөгдөж байна гэж үзэв. Үүнийг тайлбарлахын тулд хэд хэдэн параметруудийг хооронд нь харьцуулая.

Зураг 4-д реактор ажиллаж эхлэх үе (РАЭҮ) болон дуусах үе (РАДҮ)-д голомт дэх нийт түлш даяарх нейтроны спектрийг харьцуулан харуулав. Зураг 4-өөс харахад SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллоос РАЭҮ болон РАДҮ-д түлш даяарх нейтроны урсгал нь нейтроны энергийн бүх мужид MVP+JENDL-3.3 тооцооллынхоос их бөгөөд спектр нь бага энергийн муж руу бага зэрэг шилжсэн байна. Энэ нь голомтын ажиллах бүх үед SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцоололд дулааны нейтроны хувь хэмжээ нөгөө тооцооллынхоос арай их байсан гэсэн үг. Иймд SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцоололд дулааны нейтроноор явагдах урвалууд илүү явагдаж голомтын нейтроник үзүүлэлтүүдийг нэмэгдүүлж байна. Үүнийг дараах үзүүлэлтүүдээр батлан тайлбарлая.

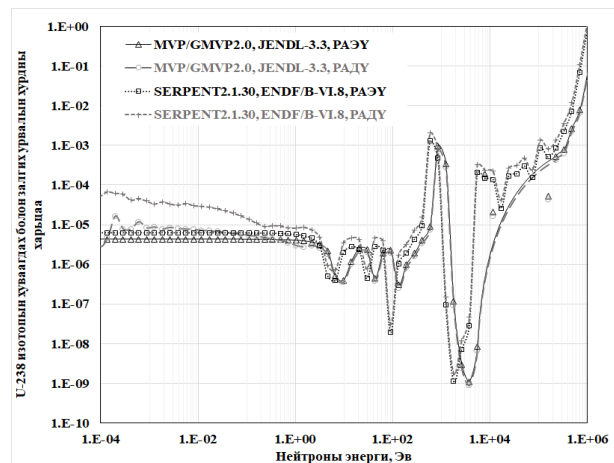


Зураг 4. РАЭҮ болон РАДҮ-д түлш даяарх нейтроны спектр.

Эхлээд түлш дэх  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$  цөмийн хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцааг авч үзье.



Зураг 5. РАЭҮ болон РАДҮ-д  $^{235}\text{U}$ -ын хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцаа нейтроны энергийгс хамаарах нь.



Зураг 6. РАЭҮ болон РАДҮ-д  $^{238}\text{U}$ -ын хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцаа нейтроны энергийгс хамаарах нь.

Хоёр тооцоололд РАЭҮ болон РАДҮ-д голомт дахь  $^{235}\text{U}$  болон  $^{238}\text{U}$ -ын хуваагдах болон залгих

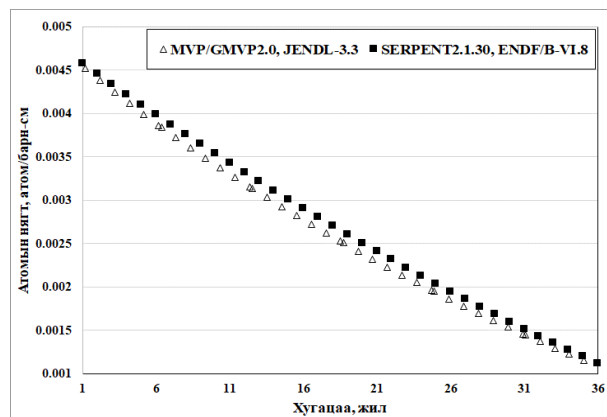
( $n, \gamma$ ) урвалын хурдны харьцааг нейтроны энергиэс хамааруулан тооцсон үр дүнг Зураг 5 болон Зураг 6-д тус тус харуулав.

Зураг 5, 6-аас харахад реакторын ажиллах хугацаанд (РАЭҮ болон РАДҮ) SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцоололд ураны үндсэн хоёр изотопын хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцаа нейтроны энергийн бараг бүх мужид их байна. Иймд Хүснэгт 2-т харуулсанчлан РАЭҮ-д эффектив нейтрон үржүүлэгч фактор болон реактивитийн хамгийн их утга нь SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллоор арай их гарсан нь энэ тооцоололд нейтроны спектр илүү “зөөлөн” (дулааны нейтроны хувь хэмжээ харьцангуй өндөр) байгаа бөгөөд ураны хуваагдагч болон хуваагдахуйц хоёр изотоп нейтроныг залгиад илүү хуваагдалд орж байгаатай холбоотой юм.

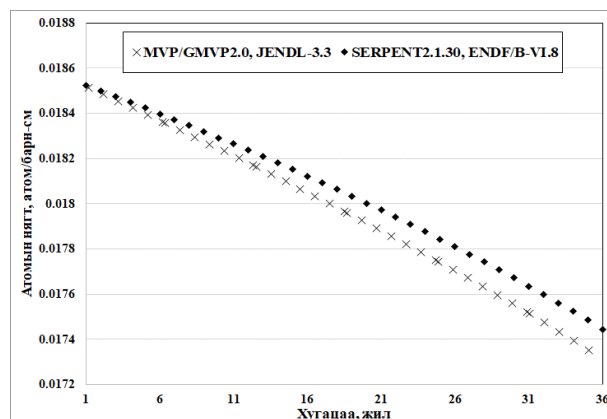
Түүнчлэн тухайн тооцооллын хувьд  $^{235}\text{U}$ -ийн хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцааны спектр нь реактор ажиллах хугацааны турш бараг өөрчлөгдөөгүй байна. Харин хоёр тооцооллоор гаргасан  $^{238}\text{U}$ -ийн хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцааны зөрүү нь РАДҮ-д бага энергийн мужид РАЭҮ-ийнхээс ихэссэн байна. Энэ нь Зураг 4-д харуулсанаар SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллоорх бага энергийн мужид нейтроны урсгал арай өндөр байгаагаас шалтгаалж байна [10]. Реактор ажиллах үед голомт дэх түлш шатан, энд нейтроноор хуваагдах болон залгих огтлол өндөртэй трансураны элементийн изотопууд мөн хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүд үүсдэгээс шалтгаалж голомт дэх нейтроны урсгал нь өөрчлөгддөг. Тухайлбал Зураг 7 болон 8-д хоёр тооцооллоор голомт дэх  $^{235}\text{U}$  болон  $^{238}\text{U}$ -ийн атомын нягтын хугацааны өөрчлөлтийг харуулжээ.  $^{235}\text{U}$  болон  $^{238}\text{U}$ -ийн атомын нягт нь MVP+JENDL-3.3 тооцоололд арай их хурдаар буурсан байна. Энэ нь Зураг 4-д харуулсан нейтроны спектр нь реактор ажиллах үед MVP+JENDL-3.3 тооцоололд арай “хатуу” (хурдан нейтроны хувь хэмжээ харьцангуй өндөр) байгаагаас шалтгаалж байна.

Мөн  $^{238}\text{U}$ -ийн атомын нягт нь реактор ажилласнаас хойш 7 орчим жилийн дараагаас MVP+JENDL-3.3 тооцоололд илүү хурдтай буурсан байна. Энэ нь Зураг 6-д үзүүлснээр  $^{238}\text{U}$ -

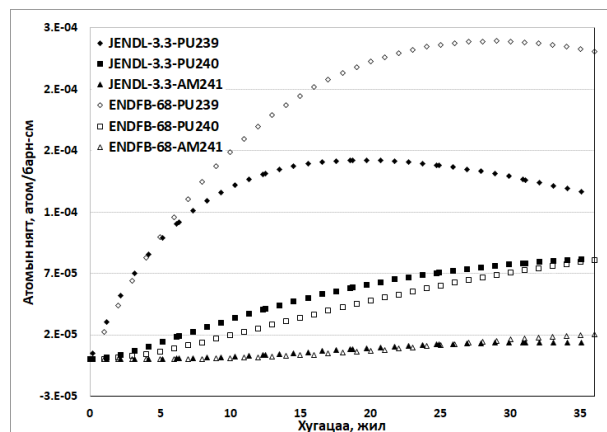
ийн хуваагдах болон залгих урвалын хурдны зөрүү реактор ажиллах тусам ялангуяа бага энергийн мужид ихэсч байгаагаас шалтгаална. Үүнээс гадна, хоёр тооцооллоорх голомтод үүссэн трансураны элементүүд болон хорлолт хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүдийн атомын нягтын өөрчлөлтийг харьцуулан авч үзье.



Зураг 7. Реактор ажиллах үед  $^{235}\text{U}$ -ийн атомын нягтын өөрчлөлт.

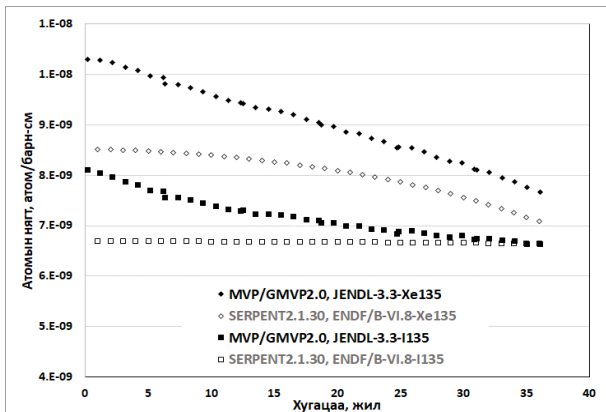


Зураг 8. Реактор ажиллах үед  $^{238}\text{U}$ -ийн атомын нягтын өөрчлөлт.

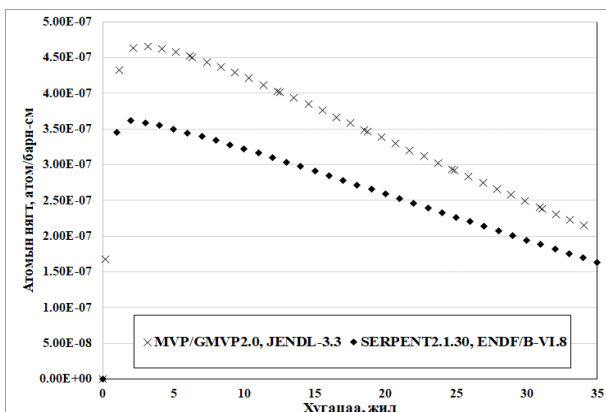


Зураг 9. Реактор ажиллах үед трансураны элементийн атомын нягтын өөрчлөлт.

Зураг 9-т харуулсан трансураны зарим элементийн атомын нягтын өөрчлөлтийг харвал  $^{239}\text{Pu}$ -ын хэмжээ нь реактор ажиллаад долоон жил болсноос хойш хоёр тооцооллын үр дүн нилээд ялгаатай байгаа нь Зураг 8-д харуулсан  $^{238}\text{U}$ -ийн атомын нягтын өөрчлөлтийн зөрүүтэй холбоотой.  $^{239}\text{Pu}$  нь дулааны нейтроноор хуваагддаг изотоп тул голомтод үүссэн цагаасаа хуваагдалд орж голомтын нейтроник үзүүлэлтэд нөлөөлдөг тул Хүснэгт 2-т харуулсанаар SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллоор арай их хэмжээгээр үүсч буй  $^{239}\text{Pu}$  нь голомтын ажиллах хугацааг ойролцоогоор 4 жилээр, түлшний шаталтыг 15.9 ГВт·хоног/тн-оор ихсэхэд нөлөөлсөн байна. Харин хоёр тооцооллоор  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  изотопуудын голомтонд хуримтлагдах хэмжээ нь реактор ажиллах хугацаанд ойролцоо байна.



Зураг 10. Реактор ажиллах үед  $^{135}\text{I}$ ,  $^{135}\text{Xe}$  хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүдийн атомын нягтын өөрчлөлт.



Зураг 11. Реактор ажиллах үед  $^{15}\text{Sm}$  хуваагдлын бүтээгдэхүүний атомын нягтын өөрчлөлт.

Одоо хоёр тооцоололд реактор ажиллах хугацааны турш голомт дахь хорлолт шинж чанартай хуваагдлын бүтээгдэхүүн болох  $^{135}\text{Xe}$  (эх цөм нь  $^{135}\text{I}$ ),  $^{149}\text{Sm}$  (эх цөм нь  $^{149}\text{Pm}$ )-ийн

үүссэн хувь хэмжээг авч үзье. Эдгээрийг Зураг 10, Зураг 11-д тус тус харуулав.

Реактор ажиллах хугацаанд голомтонд үүссэн хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүдийн хэмжээг харахад хугацаа өнгөрөх тусам SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцооллын утга нь MVP+JENDL-3.3 тооцооллын утгаас бага байна. Хорлолт хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүд нь дулааны нейтроныг  $^{235}\text{U}$  цөмөөс илүү ихээр шингээдэг учраас нейтрон үржүүлэх эффектив фактор болон голомт дэх нейтроны урсгалд шууд нөлөөлдөг. Зураг 10, 11 дэх үр дүнгээс харвал өмнөх Хүснэгт 2 дэх голомтын нейтроник үзүүлэлтүүд, нейтроны урсгалын ялгаанд эдгээр хуваагдлын бүтээгдэхүүний нөлөө бас байсныг харж болно.

Иймд SERPENT2.1.30 кодыг ENDF/B-VI.8 цөмийн урвалын өгөгдлийн сантай ашиглан тооцоолол явуулахад хорлолт хуваагдлын бүтээгдэхүүнүүд харьцангуй бага хэмжээгээр үүсч байгаа тул тэд голомт дэх нейтроны тоог арай багаар шингээснээр түлш даяарх нейтроны урсгал ихэсч, нейтроник үзүүлэлтүүд нь MVP+JENDL-3.3 тооцооллынхоос арай өндөр байхад бас нөлөөлж байна.

## ДҮГНЭЛТ

1. Энэ ажилд 100 МВт дулааны чадалтай, төвдөө ойлгогчтой, ӨТХР-ын голомтын нейтроник тооцооллыг Монте Карло аргад суурилсан SERPENT2.1.30 кодыг цөмийн урвалын өгөгдлийн ENDF/B-VI.8 сантай ашиглан гүйцэтгэв.

2. SERPENT2.1.30 кодыг ENDF/B-VI.8 сантай ашиглахад нейтроны энергийн бүх мужид ураны хуваагдагч болон хуваагдахуйц изотопын хуваагдах болон залгих урвалын хурдны харьцаа ихэсч байгаа тул реактор ажиллаж эхлэх үед эффектив нейтрон үржүүлэгч фактор 0.03%-иар, реактивитийн хамгийн их утга 0.17%-иар ихэсэхэд нөлөөлж болохыг тогтоов.

3. Реактор ажиллах хугацааны туршид голомтод үүсч байгаа хорлолт хуваагдлын бүтээгдэхүүний хуримтлал нь MVP2.0 кодтой JENDL-3.3 санг ашигласан тооцоололд арай их байгаа нь голомтын нейтроник үзүүлэлтэд нөлөөлж болохыг тайлбарлав.

4. Голомтод үүсч байгаа  $^{239}\text{Pu}$ -ийн хэмжээ SERPENT2.1.30+ENDF/B-VI.8 тооцоололд их

үүсч байгаа нь түлш дэх нейтроны урсгалыг ихэсгэх тул түлшний шаталтыг нэмэгдүүлж болохыг тайлбарлав.

## ТАЛАРХАЛ

Энэхүү ажлын бүх тооцооллыг МУИС-ийн Цөмийн Физикийн Судалгааны Төвд байрлах МИНАТО-СЕРВЕР дээр хийж гүйцэтгэв. Мөн энэхүү ажил нь “Монголд тохиромжтой дэвшилтэт цөмийн реакторын харьцуулсан судалгаа” сэдэвт төслийн хүрээнд хийгдсэн бөгөөд санхүүжүүлсэн БСШУСЯ, Шинжлэх ухаан, технологийн санд талархал илэрхийлье.

## АШИГЛАСАН МАТЕРИАЛ

- [1] Т.Жамъянсүрэн, С.Одмаа, Н.Норов, Б.Мөнхбат. Бага чадлын өндөр температурын хийн реакторын голомтын дизайны судалгаа. Залуу судлаачдын эрдэм шинжилгээний бага хурал. Байгалийн ухааны салбар. 2016.10.29. Хүрэлтогоот-2016 эрдэм шинжилгээний хурлын эмхтгэл. Улаанбаатар. хх24-28.
- [2] S.Odmaa, T.Jamyansuren, O.Toru, N.Norov and B.Munkhbat. Design parameters in an annular, prismatic HTGR for passive decay heat removal. *Annals of Nuclear Energy*, 111 (2018) 441-448.
- [3] С. Одмаа, Т. Жамъянсүрэн, Н. Норов. Задралын дулаанаа идэвхгүйгээр зайлуулах чадвартай, төвдөө ойлгогчтой, өндөр температурын хийн хөргөлттэй реакторын

голомтын дизайны судалгаа. МУИС, *Физик.25(478)* 2017, 34-40

- [4] Т. Жамъянсүрэн, С. Одмаа, Цөмийн өгөгдлийн JENDL-3.3 болон JENDL-4.0 санг ашигласан үр дүнгийн харьцуулалт. МУИС, *Физик сэтгүүл №26*, 2018, хх-20-24
- [5] Nagaya Y et al. MVP/GMVP II: general-purpose Monte Carlo code for neutron and photon transport calculations based on continuous energy and multigroup methods. JAERI-1348. Japan: Japan Atomic Energy Research Institute; 2005.
- [6] Okumura K et al. MVP-BURN user's manual. Japan: Atomic Energy Agency; 2005.
- [7] K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, O. Iwamoto, J. Katakura, T. Fukahori, S. Chiba, A. Hasegawa, T. Murata, H. Matsunobu, T. Ohsawa, Y. Nakajima, T. Yoshida, A. Zukeran, M. Kawai, M. Baba, M. Ishikawa, T. Asami, T. Watanabe, Y. Watanabe, M. Igashiri, N. Yamamuro, H. Kitazawa, N. Yamano and H. Takano: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3,” *J. Nucl. Sci. Technol.* 39, 1125(2002)
- [8] J. Leppänen, “PSG2/ Serpent-A Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation code v2.1.30”
- [9] Cross section Evaluation working group, ENDFB-VI Summary Documentation, BNL-NCS-17541 (ENDF-201)
- [10] Comparison of Major Nuclear Data libraries – JENDL-3.3, ENDF/B-VI.8, ENDF/B-VIIβ1.2 and JEDD-3.1, Keiichi SHIBATA.