

# Бага чадлын түлшээ үржүүлэн шатаадаг реакторын нейтроник судалгаа

Цэндсүрэн Амаржаргал\*, Мөнхбат Бямбажав, Одмаа Самбуу, Норов Нанзад

*Цөмийн Физикийн Судалгааны Төв, Монгол Улсын Их Сургууль*

Энэхүү ажлаар бага чадлын түлшээ үржүүлэн шатаадаг реакторын дизайны нейтроник судалгааг Монте Карло аргад суурилсан Япон Улсын Атомын Энергийн Агентлагаас хөгжүүлсэн MVP-GMVP-II компьютерийн кодыг ашиглан гүйцэтгэсэн. Бага чадлын түлшээ үржүүлдэг реакторын хувьд шаталтыг эхлүүлэх нь чухал асуудал байдаг бөгөөд энэ ажлаар баяжуулсан ураныг голомтод бүсэд хуваан ачааллана шаталтын тооцоог гүйцэтгэсэн. Тооцооллын үр дүнгээс харахад бүс ачаалалтай голомт анхны ачаалласан түлшээр 70-аас дээш жил ажил байгаа нь энэхүү ачаалал үр дүнтэй байсныг илтгэж байна.

Түлхүүр үг: Бага чадлын реактор, түлшний нөхөн үйлдвэрлэх харьцаа, голомтын бүс ачаалал.

## ОРШИЛ

Цөмийн эрчим хүчийг 1950-иад оноос хойш ашиглаж эхэлсэнээс хойш реакторын хэмжээ 60 МВт цахилгаан эрчим хүч үйлдвэрлэхээс эхлээх 1600 МВт цахилгаан үйлдвэрдэх хүртэл төрөл бүрийн байна. Мөн бага чадлын цөмийн реакторыг эрчим хүч үйлдвэрлэхээс гадна тэнгисийн цэргийн болон нейтрон үүсгүүрийн зориулалтаар ашигладаг. Олон Улсын Атомын Энергийн Агентлагын мэдээлж буйгаар бага чадлын реактор нь 300 МВт [1] хүртэл цахилгааны чадалтай реакторыг хэлнэ хэмээн тодорхойлсон байдаг.

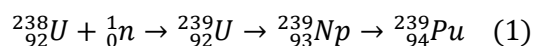
Томоохон реакторуудын асар их хэмжээний капитал зардлаас үйдэлтэйгээр бага чадлын реакторуудын хөгжүүлж байна. Бага чадлын реакторууд эд ангиудыг тус тусад бариж эсвэл томоохон комплекнт модуль байдлаар угсарч болно. Капитал зардлаас гадна эдгээр реакторыг алслагдсан бүс нутагт ашиглах бололцоо нь энэхүү реакторыг хөгжүүлж буй үндсэн шалтгаан юм. Мөн түүнчлэн эдгээр реакторыг татан буулгасан нүүрсний цахилгаан станцын оронд ашиглаж болно.

2013 онд Азийн хөгжлийн банк, Эрчим хүчний яамны захиалгаар И-Жен, МонЭнержи ХХК-уудын гүйцэтгэсэн Монгол улсын эрчим хүчний хөгжлийн ерөнхий төлөвлөгөөг дахин боловсруулах төслийн ажлын тайлангаас[2] харахад төвийн эрчим хүчний системийн хувьд 2025 он гэхэд нийт 1920 МВт, баруун бүс болон Алтай-Улиастай бүс нутгийн эрчим хүчний системийн хувьд тус тус 100 МВт, зүүн бүсэд 60

МВт эрчим хүчний чадлыг шинээр бий болгох шаардлагатай байна. Иймээс энэхүү судалгааны ажлаар баруун болон Алтай-Улиастай бүс нутгийн ирээдүйн хэрэгцээг хангаж чадаж байхаар “CANDLE” реакторын чадлыг сонгосон. Бид өмнөх судалгааны ажлаар бага чадлын түлшээ үржүүлэн шатаадаг реакторын түлш болон түлшний ассемблейд нейтроник анализыг гүйцэтгэсэн [3] бөгөөд энэхүү ажлаар голомтын нейтроник анализыг гүйцэтгэсэн. “CANDLE”[4] реактор нь түлшээ нөхөн үйлдвэрлэдэг ажилладаг реакторын нэг төрөл юм. Түлшээ нөхөн үйлдвэрлэдэг реактор гэдэг байгалийн уран эсвэл ядуурсан уранаар ажиллах боломжтой реакторыг хэлнэ.

## СУДАЛГААНЫ АРГА ЗҮЙ

Анх реакторын голомтын төвд тодорхой хэмжээтэй баяжуулсан уран бүхий түлш, түүний гадуур байгалийн уран эсвэл шавхагдсан уран бүхий түлшийг байрлуулдаг. Ингэснээр доорх цөмийн урвалын дагуу ураны U-238 изотоп нейтроныг шингээж хуваагдах изотоп PU-239 үүсдэг.



Pu-239 изотоп нь нейтроныг шингээж хуваагдах урвалд орох хөндлөн огтлол ихтэй бөгөөд хуваагдлаас 2-оос олон тооны нейтрон нэмэлтээр үүсэх боломжтой байдаг. Эдгээр нэмэлт нейтронууд урвалыг цаашид тасралтгүй үргэлжлүүлж чаддаг. Нэг нейтрон түлшинд шингээгдээд хуваагдах урвал явагдаж, үүнээс

\* Electronic address: a.tsendsuren@num.edu.mn

хэдэн нейтрон үүсэж байгааг харуулах коэффициент ( $\eta$ ) нь 2-оос их байх ёстой болдог. Ингэснээр нэг нейтрон нь цөмийн гинжин урвалыг тасралтгүй явуулах, нөгөө нь нэмэлтээр Pu-239 түлшийг дээрх урвалын дагуу шинээр үүсгэж байх боломжтой болдог. Энэ коэффициентыг доорх томъёогоор тодорхойлогдог:

$$\eta = \nu / (1 + \alpha) \quad (2)$$

Энд:  $\nu$  – нэг хуваагдлаас үүсэх нейтроны тоо;  
 $\alpha$  – хуваагдах болон шингээх урвалын хөндлөн огтлолын харьцаа

Тэгвэл нэг нейтрон түлшинд шингээгдэж гинжин урвалыг явуулна, “L” нейтрон системээс алдагдана гэвэл байгалийн уранд шингээгдэж Pu-239 үүсгэх нейтроны тоо дараах байдлаар илэрхийлэгдэнэ:

$$\eta - (1 + L) \quad (3)$$

Нөгөө талаас энэ илэрхийлэл нь шинээр үүсэж буй хуваагдагч цөмийн тоог илэрхийлнэ. Тэгвэл түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулахын тулд “ $\eta$ ”-ийн байж болох хамгийн бага утга нь:

$$\eta - (1 + L) \geq 1 \quad (4)$$

Дээрх илэрхийллийг хялбарчлаад бичвэл:

$$\eta \geq 2 + L \quad (5)$$

“L”-нейтроны алдагдал үргэлж нэгээс их байдаг учраас түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулахын тулд “ $\eta$ ”-хамгийн багадаа 2-оос их байх ёстой.

$$\eta > 2 \quad (6)$$

Реакторын голомтод үүссэн нийт хуваагдах материалын хэмжээг нийт устсан хуваагдах материалын хэмжээнд харьцуулсан харьцаагаар түлшний нөхөн үйлдвэрлэлийн харьцаа (Conversion ration-CR)-гаар илэрхийлдэг.

$$CR(\vec{r}, t) = \frac{RR_c^{(FP)}(\vec{r}, t)}{RR_a^{(FD)}(\vec{r}, t)} \quad (7)$$

Энд:  $RR_c^{(FP)}(\vec{r}, t)$ ,  $RR_a^{(FD)}(\vec{r}, t)$  –

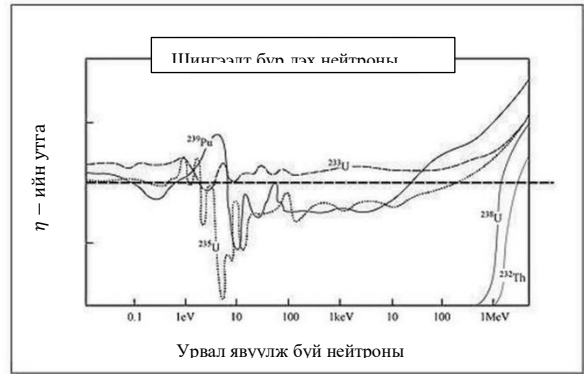
Булаах олон шингээх урвалын хурд

Реакторыг түлшний нөхөн үйлдвэрлэлээс хамаарч үржүүлэгч болон хувиргагч гэж ангилдаг.

$CR > 1.0$  – Үржүүлэгч

$CR < 1.0$  – Хувиргагч

Тэгшитгэл.(4)-д “ $\eta - (1 + L)$ ” -хэсэг нь хуваагдах цөмийн үүссэн болон устсан харьцааны тоо хэмжээг илэрхийлнэ. Тэгвэл энэхүү хэмжээ нь нөхөн үйлдвэрлэлийн харьцааг мөн илэрхийлнэ.



Зураг 1. Нэг нейтрон түлшинд шингээгдээд хуваагдах урвал явагдаж, үүсэж байгааг харуулах коэффициент,  $\eta$ .

$$CR = \eta - (1 + L) \quad (8)$$

“ $\eta$ ”-ийн утга их байх тусам түлшний нөхөн үйлдвэрлэлийн харьцаа өндөр байна. Зураг.1 – ээс харахад хуваагдах изотоп Pu-239-ийн хувьд хурдан нейтроны спектрийн мужид  $\eta$ -ийн утга 2-оос их байна. Тиймээс түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулахын тулд хурдан нейтроноор ажилладаг реактор ашигладаг ба Pu-239 нь хамгийн сайн материал болдог.

Харин “CANDLE” реактор нь ердийн хурдан нейтроны реакторуудтай харьцуулахад илүү нейтрон шаардана. Учир CANDLE реакторын түлшний цикл дахин боловсруулах процесс байхгүй. Тиймээс нейтроны үзүүлэлт буюу түлшний нөхөн үйлдвэрлэлийн харьцаа өндөртэй материал ашиглах нь хамгийн чухал юм.

Реакторын голомтын нейтроникийн судалгааг Япон Улсын Атомын Энергийн Агентлагаас хөгжүүлэн гаргасан MVP/GMVP[5] симуляцын кодыг JENDL-3.3 цөмийн өгөгдлийн сантай [6] хослуулан нейтроник тооцооллыг гүйцэтгэсэн. Мөн түлшний шаталтын тооцооллыг MVP-BURN симуляцын кодыг ашиглан гүйцэтгэсэн.

## ҮР ДҮН БА ХЭЛЭЛЦҮҮЛЭГ

Хүснэгт 1-д бага чадлын “CANDLE” реакторын дизайны параметруудийг харуулав. Түлш болон түлшний бүрээс материалаар ураны нитрид болон төмөрлөг ган (HT-9) харин реакторын

хөргүүр болон нейтрон ойлгогч материалаар Pb-Bi-ийг ашигласан[7-8].

Хүснэгт 1. Бага чадлын “CANDLE” реакторын дизайны параметрууд.

Параметрууд	Утга
Дулааны чадал	350МВт
Голомтын радиус	100см
Голомтын өндөр	200см
Радиал ойлгогчын зузаан	50см
Түлшний материал	UN (N-15 баяжуулсан)
Бүрээс материал	HT-9
Хөргүүрийн материал	Pb-Bi (44.5, 55.5%)
Түлшний савааны төрөл	Tube in shell
Хөргүүрийн сувгийн диаметр	0.668 см
Бүрээс материалын зузаан	0.035 см
Түлшний нягт	14.32 г/см <sup>3</sup>

Реакторын дизайнд голомт дахь нейтроны алдагдлыг багасгахын тулд голомтын гадуур нейтрон ойлгогч материал байрлуулдаг. Бага чадлын реакторын хувьд нейтроны экономи маш чухал үзүүлэлт учраас голомт дахь нейтроны алдагдлыг багасгах хэрэгтэй.

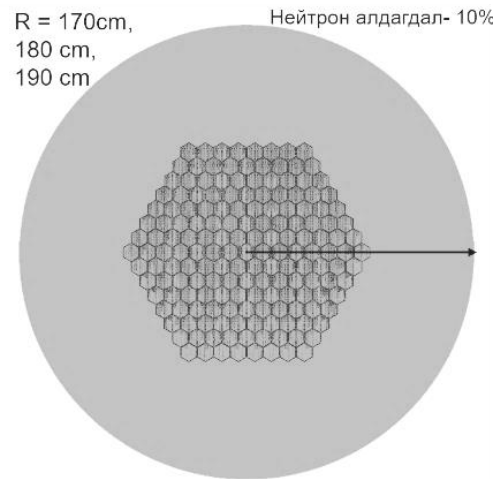
Хүснэгт 2. Ойлгогч материалын зузааныг олох тооцоолол.

Ойлгогчийн радиус	k-eff	f,	Нейтроны алдагдал
100	0.353343	0.00E+00	15%
110	0.353899	1.57E-03	14%
120	0.35416	2.31E-03	13%
150	0.354684	3.78E-03	11%
170	0.354959	4.55E-03	10%
180	0.35544	5.90E-03	10%
190	0.355187	5.19E-03	10%
200	0.355429	5.87E-03	9%

Тооцооны эхэнд голомтын критик радиус буюу голомтын гадуур ямар нэг ойлгогч материал байхгүй үеийн голомтын радиус нь 100 см, голомтын өндөр нь 200 см байсан. Үүний дараа голомтын гадуур ойлгогч материал бариулж радиусыг 10-20 см –аар нэмж нейтроны үржүүлэгч эффектив коэффициент ( $k_{eff}$ ), f-параметр, нейтроны алдагдал зэргийг үнэлэн

ойлгогчийн зузааныг тодорхойлов. Үр дүнг хүснэгт.2-д харуулав. f-параметр гэдэг нь голомтын нейтроны тоонд ойлгогчийн нөлөөг илэрхийлдэг параметр бөгөөд физик утга нь ойлгогчруу орсон нейтроны хэдэн хувь нь голомтруу буцаж орох юм.

Ойлгогч материал бүхий голомтын хөндлөн огтлолыг зураг 2-д харуулав.



Зураг 2. Ойлгогч материал бүхий голомтын хөндлөн огтлол.

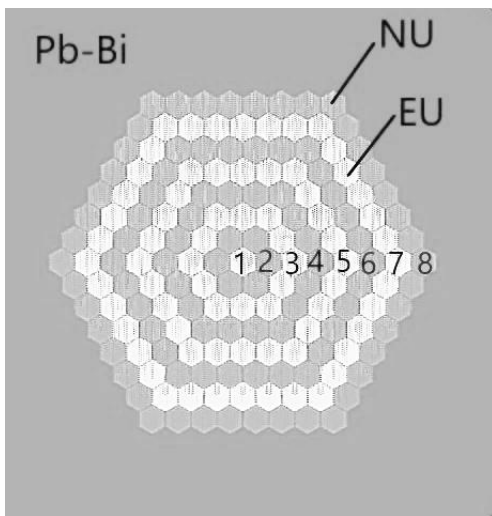
Ойлгогчийн радиусыг 170-190 хооронд байхад нейтроны алдагдал болон f-параметр тогтворжиж эхэлсэн. Энэ нь ойлгогч дахь нейтроны шилжих зай нь үүний чөлөөт замын дундаж уртаас их болсныг илтгэнэ. Тиймээс ойлгогчийн зузааныг дээрх хэмжээнээс их болгох нь голомтын нейтроны тоонд ямар нэг нөлөө үзүүлэхгүй.

### CANDLE шаталтыг эхлүүлэх

Баяжуулсан ураны ачааллыг голомтод төрөл бүрийн байдлаар ачааллаж шаталтын тооцооллыг гүйцэтгэсэн. Нэг төрлийн ачаалал бүрийн хувьд k-eff болон түлшний нөхөн үйлдвэрлэлийн коэффициент (CR)-уудийг хугацаанаас хамааруулж тооцоолж түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулах боломжтой ачаалал эсэхийг судалсан. Дараах ачааллын төрөл бүхий 169 түлшний эвлүүлгээс бүрдсэн голомтод түлшний шаталтын тооцооллыг гүйцэтгэж k-eff болон CR-уудыг тооцоолсон ба үр дүнг шаталтын тооцооны хэсэгт харуулав.

**Голомтын ачааллын төрөл :** Голомтыг радиал чиглэлд 8 бүсэд хувааж, сондгой бүсүүд дээр баяжуулсан уран, тэгш бүсүүд дээр байгалийн ураныг ачаалласан. Зураг 3т харагдаж буй

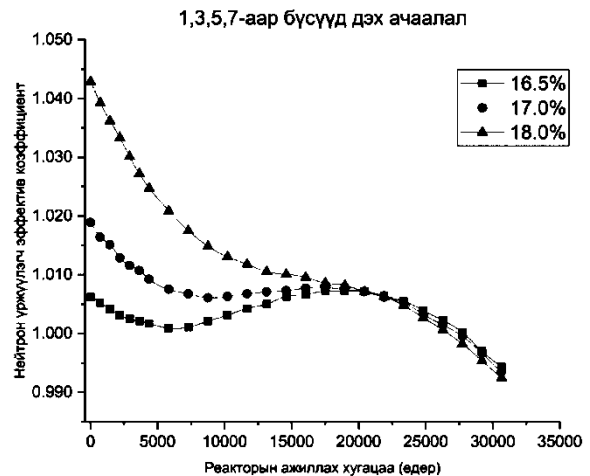
сондгой хэсгүүдэд баяжуулсан ураг, тэгш хэсгүүдэд байгалийн уран байх юм.



Зураг 3. Голомтын бус ачаалал.

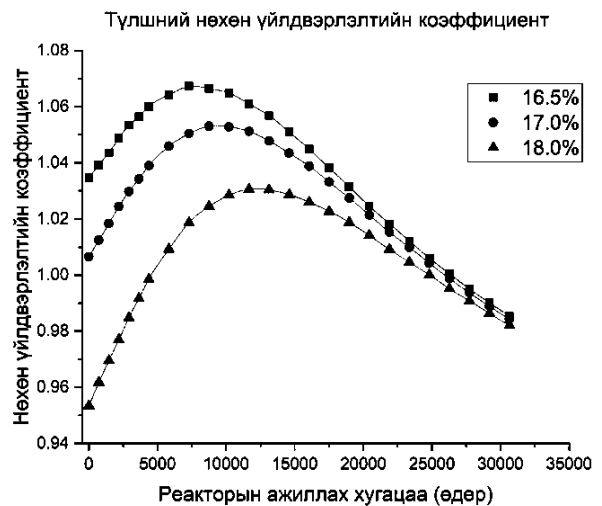
Энэ тооцооллыг 3 өөр (18.0%, 17.0%, 16.5%) баяжуулалтын хувьд гүйцэтгэсэн ба үр дүнг зураг 4-д харуулав. Нэгдүгээр тооцоолол буюу 18.0%-ийн баяжуулалттай голомтын хувьд анхны критик утга 1.042 байсан ба реакторын ажиллах “0-11680 өдөр” хугацаанд реактивитигийн огцом өөрчлөлтгүй,  $k_{eff}$  нэгэн жигд буурсан боловч критик хэвээр буюу 1.010 байсан. Үүнээс хойш шаталт маш тогтвортойгоор буюу 4 жилд  $\sim 0.0004$  өөрчлөлттэйгээр нийт 76 жил ажилласан. Үүний дараа анхны критик утгыг бууруулахын тулд түлшний баяжуулалтыг бууруулж 17.0% болгосон ба энэ үед анхны критик утга 1.018 болсон. Үүний дараа шаталтын тооцооллыг явуулахад “0-5840 өдөр” хугацаанд голомт реактивитигийн огцом өөрчлөлтгүй,  $k_{eff}$  нэгэн жигд буурсан боловч мөн критик хэвээр буюу 1.006 байсан. Үүнээс хойш шаталт маш тогтвортойгоор явагдсан бөгөөд 4 жилд  $\sim 0.0006$  өөрчлөлттэйгээр нийт 72 жил ажилласан. Эцэст нь энэхүү голомтын хувьд түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулахад тохиромжтой хамгийн бага баяжуулалт нь 16.5% байсан бөгөөд ийм баяжуулалттай байх үед анхны критик утга 1.006 байсан. Ингээд шаталтын тооцооллыг явуулахад 17.0%-ийнхтай адил шаталтын эхний хугацаанд  $k_{eff}$  нэгэн жигд буурсаар 1.0009 утгад хүрсэн. Энэ цэгээс тасралтгүй 0.0003 өөрчлөлттэйгээр нэмэгдэж 1.007-д хүрж анхны критик утгаас давсан. Үүний дараа тасралтгүйгээр буусаар

шаталтын 29200 өдөр хугацаанд  $k_{eff}$ -ийн утга 0.997 болж реактор критик биш болсон.



Зураг 4. Нейтрон үржүүлэгч эффектив коэффициентын өөрчлөлт.

Бүс ачааллын түлшний нөхөн үйлдвэрлэлийн тооцооллын үр дүнгийн хувьд хугацааны эхэнд 18.0%-ийн баяжуулалтаас бусад голомтын “CR” 1-ээс их байна. Харин шаталт явагдаж эхлэхэд “CR” тасралтгүй нэмэгдсээр хугацааны тодорхой утгад хамгийн их утгадаа хүрсний дараа тасралтгүй буурсаар нэгээс бага болсон (Зураг 5).



Зураг 5. Нөхөн үйлдвэрлэлтийн коэффициентын өөрчлөлт.

18.0%-ийн баяжуулалттай голомтын “CR” хугацааны эхэнд 0.95 байсан ба шаталт явагдаж эхлэхэд тасралтгүй нэмэгдсээр 11680 өдөр дээр хамгийн их утга (1.03)-д хүрсэн. Үүнээс хойш тасралтгүй буурсаар шаталт дуусахад (30660 өдөр) 0.98 болж буурсан. Харин 17.0%-ийн баяжуулалтын хувьд хугацааны эхэнд түлшний

нөхөн үйлдвэрлэлийн харьцаа 1.00 байсан ба шаталт явагдах хугацаанд (0-8760 өдөрт) тасралтгүй нэмэгдсээр хамгийн их утга (1.05)-д хүрсний дараа тасралтгүй буурсаар шаталт дуусахад 0.98 болсон. баяжуулалт 16.5%-ийн хувьд мөн адил байсан ба хугацааны эхэнд 1.03, шаталт явагдахад тасралтгүй нэмэгдсээр 1.06-д шаталтын 7300 дахь өдөрт хүрсэн. Энэ хугацаанаас хойш тасралтгүй буурсаар шаталт дуусахад 0.98 болсон.

Бүс ачааллын хувьд шаталт явагдахад тодорхой хэмжээнд хүртлээ нэмэгдээд буцаад буурч байгаа нь голомтод хангалттай хэмжээний хуваагдахуйц материал бий болж, хуваагдаж байгааг илэрхийлэх бөгөөд хугацааны тодорхой моментоос буцаад буурч байгаа нь голомтод анх ачаалласан U-235 шатаж дуусаад дан Pu-239-ийн хуваагдал голомтод явагдаж байгааг илэрхийлж байна.

## ДҮГНЭЛТ

1. Урт хугацаанд түлшээ солихгүй, нөхөн үйлдвэрлэн ажиллах бага чадлын “CANDLE” реакторын дизайны хувьд нейтроник анализ болон түлшний шаталтын тооцооллыг нейтроны тасралтгүй энергийг мужийн MVP/GMCP-II болон MVP-BURN реакторын симуляцийн кодуудыг цөмийн өгөгдлийн сан JENDL-3.3-тай хослуулан хийв.
2. Реакторын дизайнд голомт дахь нейтроны алдагдлыг багасгахын тулд голомтын гадуур хар тугалга-висмут ойлгогчийг байрлуулсан. Ойлгогчийн зузааныг 10-20 см-аар нэмэгдүүлсээр 70-90 см хүрэхэд нейтроны алдагдал болон ойлгогчийн эффектийг харуулах параметр харьцангуй багасаж, тогтвортой болсон.
3. Бүс ачааллын хувьд түлшний нөхөн үйлдвэрлэл явуулж болох, анхны критик утга харьцангуй бага байх баяжуулалтуудын хувьд тооцоо хийгдсэн ба U-235 баяжуулалт 17.0% байх нь энэхүү голомтын хувьд хамгийн тохиромжтой гэдэг үр дүнгээс харагдаж байна. Ийм ачааллаар реактор нийт 72 жил тасралтгүй түлшээ нөхөн үйлдвэрлэн ажиллах боломжтой байна. Энэхүү үр дүн нь урт хугацаанд ажиллах реакторын дизайны судалгааг хийх зорилгод нийцэж байна гэж үзэж байна.
4. Цаашид энэхүү голомтын хувьд реакторын физикийн аюулгүй байдлын параметрууд болон Pu-239 изотопын хугацаанаас хамаарсан өөрчлөлтийг тооцож илүү оновчтой болгох тооцооллыг үргэлжлүүлэн хийх шаардлагатай.

## ТАЛАРХАЛ

Тус судалгааны ажлыг Монгол Улсын Их Сургуулийн харьяа Цөмийн Физикийн Судалгааны Төвийн МИНАТО кластер сервер дээр гүйцэтгэсэн. Мөн “Монголд тохиромжтой дэвшилтэд цөмийн реакторын харьцуулсан судалгаа” нэртэй суурь судалгааны төслийн хүрээнд хийгдсэн бөгөөд санхүүжүүлсэн Шинжлэх ухаан, технологийн санд талархал илэрхийлье.

## АШИГЛАСАН МАТЕРИАЛ

- [1] <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/small-nuclear-power-reactors.aspx>
- [2] И-Жен, МонЭнержи, Эрчим хүчний хөгжлийн ерөнхий төлөвлөгөөг шинэчлэн боловсруулах төслийн тайлан, ТТ No. 7619-МОН, 2013
- [3] А.Цэндсүрэн, Б.Мөнхбат “Монголын алслагдсан бүс нутагт тохиромжтой бага чадлын түлшээ үржүүлдэг эрчим хүчний реакторын дизайны судалгаа” Залуу судлаачдын эрдэм шинжилгээний бага хурал Хүрэлтоогоот-2018 эрдэм шинжилгээний хурлын эмхэтгэл, Улаанбаатар. хх128-131
- [4] H.Sekimoto, et al., “A Design and Safety Features of CANDLE fast reactor ” Proceedings of ICAPP 08 Anaheim, CA USA, June 8-12, 2008, 8115
- [5] Y. Nagaya et al., “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations Based on Continuous Energy and Multigroup Method,” JAERI-1348, Japan Atomic Energy Research Institute (2005).
- [6] K. Shibata et al., “JENDL-3.3: Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3,” J. Nucl. Sci.Technol., 39(2002) 1125

- [7] H. Sekimoto and M. Yan. A design and Safety Features of Small CANDLE Fast Reactor; Proceedings of ICAPP 08 Anaheim, CA USA, June 8-12 (2008) pp 8115.
- [8] Erdenechimeg Suvdantsetseg., “Neutronics and transient Analysis of a small fast reactor cooled with natural circulation of lead” KHT Royal Institute of Technology, Doctoral thesis in Physis, Stockholm, Sweden, 2014.