

V

RO8104716

1914-147- - 6604

COMITETUL DE STAT PENTRU ENERGIA NUCLEARA
INSTITUTUL DE FIZICA SI INGINERIE NUCLEARA

Ion Garlea

CONTRIBUTII LA STUDIUL SPECTRULUI DE NEUTRONI RAPIZI
IN DOMENIUL 10 KEV - 3 MEV

REZUMATUL TEZEI DE DOCTORAT

Conducator științific:

Conf.dr. *Ionel Purica*

BUCURESTI - 1979

CUVINT INAINTE

Prezenta Teză de doctorat sintetizează activitatea de cercetare a autorului în perioada 1969-1979, pentru promovarea unui spectru neutronic de referință și pentru dezvoltarea metodelor de caracterizare a spectrelor de neutroni rapizi. Aceste lucrări au fost realizate în cadrul Institutului de Fizică Atomică, al Institutului de Reactori Nucleari Energetici și la CEN/SCK Mol Belgia. Pe această cale autorul mulțumește Comitetului de Stat pentru Energia Nucleară, Institutului de Reactori Nucleari Energetici și Institutului de Fizică și Inginerie Nucleară pentru asigurarea bazei materiale necesare desfășurării acestor cercetări și pentru sprijinirea lucrărilor internaționale efectuate pe sistemele II-ITN și II Mol.

Indrumarea competentă și încurajările permanente ale conducătorului științific conf.univ.dr.Ionel Purica au contribuit esențial la realizarea acestei Teze de doctorat.

Este o deosebită plăcere pentru autor să amintească colaborarea rodnică cu colegul Barbu Cârstoiu la realizarea caracterizării prin calcule a spectrelor de neutroni. Autorul mulțumește în mod deosebit colegilor din Colectivul experimental al Secției I-a IRNE, cu care a colaborat pe toată durata elaborării acestei teze.

Autorul este îndatorat colectivelor Reactorului Nuclear VVR-S IFIN și Oficiului de calcul IFIN pentru sollicitudinea arătată în decursul anilor de colaborare.

Autorul mulțumește pe această cale tuturor specialiștilor belgieni cu care a colaborat la experimentele pe sistemele II-ITN și II Mol: Dr.J.Debrue, Dr.G.De Leeuw, S.De Leeuw și în special doctorului Albert Fabry.

CUPRINS

<i>Introducere</i>		10
Capitolul I	<i>Spectru standard secundar in domeniul intermediar de energie EE-ITN</i>	2
Capitolul II	<i>Calculul spectrului de neutroni in sistemul EE-ITN</i>	4
Capitolul III	<i>Masuratori de spectre de neutroni rapizi</i>	6
Capitolul IV	<i>Determinarea absoluta a spectrului de neutroni din rate de reactie</i>	8
Capitolul V	<i>Concluzii finale si aplicatii</i>	11
<i>Referinte</i>		14
<i>Tabele</i>	<i>I - V</i>	
<i>Figuri</i>	<i>1 - 7</i>	

CUVINT INAINTE

Prezenta Teză de doctorat sintetizează activitatea de cercetare a autorului în perioada 1969-1979, pentru promovarea unui spectru neutronic de referință și pentru dezvoltarea metodelor de caracterizare a spectrelor de neutroni rapizi. Aceste lucrări au fost realizate în cadrul Institutului de Fizică Atomică, al Institutului de Reactori Nucleari Energetici și la CEN/SCK Mol Belgia. Pe această cale autorul mulțumește Comitetului de Stat pentru Energia Nucleară, Institutului de Reactori Nucleari Energetici și Institutului de Fizică și Inginerie Nucleară pentru asigurarea bazei materiale necesare desfășurării acestor cercetări și pentru sprijinirea lucrărilor internaționale efectuate pe sistemele EE-ITN și EE Mol.

Indrumarea competentă și încurajările permanente ale conducătorului științific conf.univ.dr.Ionel Purica au contribuit esențial la realizarea acestei Teze de doctorat.

Este o deosebită plăcere pentru autor să amintească colaborarea rodnică cu colegul Barbu Cârstoiu la realizarea caracterizării prin calcule a spectrelor de neutroni. Autorul mulțumește în mod deosebit colegilor din Colectivul experimental al Secției I-a IRNE, cu care a colaborat pe toată durata elaborării acestei teze.

Autorul este îndatorat colectivelor Reactorului Nuclear VVR-S IFIN și Oficiului de calcul IFIN pentru sollicitudinea arătată în decursul anilor de colaborare.

Autorul mulțumește pe această cale tuturor specialiștilor belgieni cu care a conlucrat la experimentele pe sistemele EE-ITN și EE Mol: Dr.J.Debrue, Dr.G.De Leeuw, S.De Leeuw și în special doctorului Albert Fabry.

CUPRINS

<i>Introducere</i>		1
Capitolul I	<i>Spectru standard secundar in domeniul intermediar de energie II-ITN</i>	2
Capitolul II	<i>Calculul spectrului de neutroni in sistemul II-ITN</i>	4
Capitolul III	<i>Masuratori de spectre de neutroni rapizi</i>	6
Capitolul IV	<i>Determinarea absoluta a spectrului de neutroni din rate de reactie</i>	8
Capitolul V	<i>Concluzii finale si aplicatii</i>	11
<i>Referinte</i>		14
<i>Tabele</i>	<i>I - V</i>	
<i>Figuri</i>	<i>1 - 7</i>	

INTRODUCERE

Evoluția recentă a fizicii și tehnicii reactorilor nucleari a demonstrat necesitatea cunoașterii cu acuratețe a spectrului de neutroni în diferite locuri din reactor, în vederea calculării caracteristicilor sale fizice fundamentale. Posibilitatea obținerii spectrelor calculate este direct legată atât de precizia secțiunilor de grup ale tuturor materialelor structurale și combustibilului cât și de cea a metodelor de calcul și a codurilor înseși. Spectrul calculat trebuie să fie comparat cu datele spectrale experimentale pentru a se verifica valabilitatea soluțiilor oferite de calcul. Avînd în vedere acestea, pe plan mondial s-a făcut un efort considerabil pentru a dezvolta noi tehnici de măsură a spectrului de neutroni sau pentru a îmbunătăți metodele existente. Acest efort pentru conceperea și realizarea unui program experimental este diferit de la țară la țară, depinzînd de tipul de reactor avut în vedere și, în particular, de cercetările abordate în fiecare laborator. Programul național de energetică nucleară al țării noastre prevede construirea reactorilor de tip PHWR, una din sarcinile principale ale Institutului de Reactori Nucleari Energetici fiind aceea de elaborare și testare a elementelor combustibile. În acest program este prevăzută și abordarea filierei de reactori rapizi reproducători. Pentru realizarea programului de încercări de materiale (elemente combustibile și de structură) urmează să intre în funcțiune reactorul TRIGA ROMANIA. Problema esențială în programul de testări este corelarea efectelor iradierii asupra elementelor de structură și combustibile cu nivelul fluxurilor și cu distribuția energetică a neutronilor. Domeniul energetic de interes pentru testări cuprinde plaja 10 keV - 18 MeV pentru materialele de structură și 0 - 18 MeV pentru combustibil. Pentru fiecare buclă sau capsulă de iradiere implantată într-un reactor de testări de materiale este necesară determinarea distribuției spațiale și energetice a fluxului neutronic instantaneu, precum și determinarea fluenței pe perioada iradierii.

Pentru reactorii rapizi cunoașterea spectrului de neutroni este esențială pentru însăși concepția reactorului. Experimentele realizate curent în domeniul reactorilor rapizi sînt de două tipuri:

1. *benchmark* - asamblaje simple, alcătuite dintr-un număr redus de materiale și concepute pentru a evita pe cît posibil dificultățile rezultate din geometrie; compararea rezultatelor experi-

mentale permite verificarea și validarea datelor nucleare de bază.

2. *mock-up* - reactori de putere zero, modele ale reactorilor de putere, care prezintă aceeași complexitate ca reactorul însuși.

Prezenta Teză de doctorat reprezintă contribuția autorului la dezvoltarea și aplicarea metodelor experimentale de caracterizare a spectrului de neutroni rapizi. Ideia fundamentală în abordarea acestor cercetări a fost aceea a promovării unui sistem "benchmark" pentru dozimetria neutronilor rapizi, care să permită dezvoltarea și rafinarea metodelor experimentale, la nivelul științific atins de cele mai avansate laboratoare de fizica reactorilor din lume. Acest "benchmark" denumit Spectru standard secundar în domeniul intermediar de energie EE-ITN, a fost realizat în Institutul de Reactori Nucleari Energetici, pe baza studiilor și calculelor efectuate de autor în cadrul cooperării științifice cu specialiști de la CEN/SCK Mol Belgia.

Capitolul I *Spectru standard secundar în domeniul intermediar de energie EE-ITN*

Din considerente economice și de proiectare, tendința actuală este de a dezvolta reactori rapizi de mari dimensiuni. Spectrul neutronilor rapizi în astfel de ansamble este caracterizat prin energii medii mai mici de 1 MeV (domeniu intermediar de energie). Generarea unui spectru de neutroni caracteristic domeniului intermediar de energie, care să simuleze spectrul dintr-un reactor de mari dimensiuni, permite efectuarea unui program complex de testări ale metodelor de calcul, ale datelor nucleare și de dezvoltare a metodelor de măsură utilizate în proiectarea și realizarea unui astfel de reactor. Un sistem care generează un astfel de spectru este asamblajul EE, conceput și pus în operare la CEN/SCK Mol Belgia în 1970, la ITN București și la Imperial College of Science and Technology, Anglia, în 1973. Sistemul EE este considerat ca standard internațional⁽¹⁾ ⁽²⁾.

Obiectivele majore care au stat la baza promovării și realizării sistemului EE sînt:

- stabilirea unui standard de referință, de intensitate mică, care cuplat cu un reactor de încercări de materiale (intensitate mare) să clarifice incertitudinile existente în determinările de rate de reacție și în măsurătorile de flux-spectru. În acest context precizia cerută pentru ratele de fisiune este mai mică decît 5% și de 5-10% pentru ratele de activare.

- testarea datelor integrale evaluate din secțiunile diferențiale microscopice dependente de energie pentru reacțiile folosite în dozimetria neutronilor rapizi, în vederea îmbunătățirii preciziei în măsurătorile de flux, de spectru, de scurgeri și de ardere;
- îmbunătățirea tehnicilor experimentale de măsură, utilizate în reactorii rapizi de putere zero : spectrometrie de neutroni, camere de fisiune, trase în dielectrici, spectrometrie de masă a heliului și activare;
- efectuarea unui program de intercomparări ale rezultatelor măsurătorilor de acest fel între diferite laboratoare din lume.

Sistemul Spectru standard secundar în domeniul intermediar de energie EE-ITN este o sursă de neutroni, sferică, termic-rapid cuplată. Sistemul se compune dintr-o sursă multistrat de uraniu natural, amplasată într-o cavitate cu diametrul de 50 cm, practică în coloana termică de grafit a reactorului VVR-S IFIN, și dintr-un ecran de carbură de bor vibrocompactată în aluminiu. Caracteristicile geometrice și de material ale sistemului sînt date în *TABELUL I*. Poziționarea sistemului în coloana termică este prezentată în *figura 1*.

Sursa primară de neutroni care produc fisiunile în păturile de uraniu ale sistemului EE este spectrul neutronilor din coloana termică. Acesta trebuie să fie bine-termalizat și cu o compoziție spectrală cunoscută. În consecință, autorul a efectuat măsurătorile necesare caracterizării spectrului termic și epitermic din coloana termică a reactorului VVR-S IFIN. Teza de doctorat prezintă metodicile, dispozitivele și aparatura utilizată în acest scop. Autorul aduce o contribuție însemnată la studiul reacțiilor următoare : $^{151}\text{Eu}(n,\gamma)$ și $^{176}\text{Lu}(n,\gamma)$, determinînd valori noi ale parametrilor nucleari ai primei reacții. Acești parametri conduc la obținerea valorii calculate a lui $g(T)$, în bună concordanță cu experimentul ⁽³⁾. Pentru a doua reacție a fost testată valoarea lui $g(T)$ pentru energia 0.0253 eV, obținîndu-se un bun acord cu valorile măsurate. Rezultatele măsurătorilor ⁽⁴⁾ ⁽⁵⁾ făcute de autor în coloana termică a reactorului VVR-S IFIN, arată că:

- procesul de termalizare a neutronilor din zona activă, neutroni ce intră în coloana termică, se termină practic după 70 cm, ei suferind și un proces de retermalizare ;
- raportul dintre fluxul termic și cel epitermic în această poziție este 0.006.

Sistemul EE este amplasat la distanța de 150 cm de zona activă, poziție în care spectrul este caracterizat prin:

- temperatura neutronică este practic egală cu temperatura mediului ambiant

- raportul între fluxul epitermic și cel termic este 4.1×10^{-4}

Cavitatea sferică cu diametrul 50 cm, practică în coloana termică și centrată în acest punct, are următoarele caracteristici neutronice:

- spectrul termic are temperatura neutronică de $305 \pm 7^\circ \text{K}$, iar raportul dintre fluxul epitermic și cel termic este de 4.5×10^{-4} ;

- intensitatea fluxului termic la puterea de 2 MW a reactorului este de $4.5 \times 10^9 \text{ n/cm}^2 \text{ s}$;

- distribuția de flux este practic constantă în planul perpendicular pe axa orizontală a coloanei termice, gradientul de flux pe această direcție fiind de aproximativ $1.2\% / \text{cm}$.

Rezultatele obținute pentru spectrul termic în cavitatea EE-ITN și valorile determinate în spectrele termice similare din cavitățile EE Mol Belgia și NISUS Anglia sînt prezentate mai jos:

Cavitatea	R_{Cd} pentru aur	Temperatura neutronică	Intensitatea ($\text{n/cm}^2 \text{ s}$)
EE-ITN	403.7	$305 \pm 7^\circ \text{K}$	4×10^9
EE Mol	10000	$300 \pm 5^\circ \text{K}$	9×10^8
NISUS	1114	$293 \pm 6^\circ \text{K}$	1.3×10^8

Intensitatea este dată pentru puterea nominală a fiecăruia dintre reactorii în care sînt amplasate cavitățile. Se observă că intensitatea fluxului de neutroni în centrul cavității EE-ITN este mult mai mare decît în celelalte două cavități, ceea ce constituie un avantaj major pentru studiul ratelor de reacție.

Capitolul II *Calculul spectrului de neutroni în sistemul EE-ITN*

Spectrul neutronic central în sistemul EE a fost calculat cu ajutorul codurilor de transport GMS și ANISN⁽⁶⁾ (cu bibliotecile atașate UKAEA și respectiv ENDF/B III). Calculele efectuate de autor au avut drept scop studierea influenței reflectorului de grafit, a componentei epitermice a spectrului din cavitatea EE, a carburii de bor și a suportului de aluminiu asupra spectrului neutronic central din sistemul EE-ITN. Pe baza lor se

pot trage următoarele concluzii:

- reflectorul de grafit influențează puternic spectrul neutronic central datorită neutronilor reflectați de peretele cavității ; pentru grosimi ale reflectorului de grafit mai mari decît 40 cm acest spectru nu se mai modifică;
- componenta epitermică mai mică de 0.001 nu influențează spectrul neutronic central și nici distribuția densității de fisiune în sursa de uraniu;
- suportul de aluminiu al sursei de uraniu EE-ITN modifică spectrul neutronic central cu aproximativ 1% ;
- ecranul de carbură de bor cu grosimea de 1.5 cm suprimă complet componenta termică și reduce apreciabil componenta epitermică de joasă energie (7).

În calculele cu codul ANISN autorul a utilizat valorile experimentale ale distribuției densității de fisiune în sursa de uraniu. Această distribuție este comparată cu cea calculată cu codul GMS, concordanța fiind foarte bună (8). Deasemenea a fost studiată influența incertitudinilor care afectează valorile mărimilor fizice ce au intervenit în aceste calcule (masă, densitate....) asupra valorilor fluxului multigrupal. Rezultatele pentru o variație pozitivă a tuturor acestor mărimi sînt prezentate în *figura 2*; eroarea maximă introdusă în valorile calculate ale fluxului nu depășește 1.5%.

Folosind biblioteca DLC-2D (9) într-un decupaj de 100 grupe energetice autorul calculează spectrul neutronic central în sistemul EE-ITN, spectru recomandat de Agenția Internațională pentru Energia Atomică, Viena, ca spectru de referință.

Analiza comparativă a sistemelor de tip EE demonstrează că din punct de vedere spectral acestea sînt identice, îndeplinind toate condițiile următoare:

- componenta epitermică este mai mică de 0.001
- reflectorul de grafit are grosimea mai mare de 40 cm
- geometria și compoziția sînt similare.

Datorită simetriei sferice a sistemelor de tip EE, calculele se fac cu coduri monodimensionale care permit obținerea unor rezultate neafectate de erori de modelare, inerente geometriilor complicate. Sistemul EE este bine caracterizat din punct de vedere al calculelor neutronice, erorile în forma spectrului datorîndu-se numai incertitudinilor în datele nucleare. Astfel spectrul

intrunește condițiile unui cîmp de neutroni de referință, fiind recomandat de A.I.E.A. Viena pentru testarea datelor nucleare și calibrarea instrumentației folosite în măsurători în reactorii rapizi și de încercări de materiale.

Spectrul neutronic central din EE-ITN are energia medie de 0.809 MeV, fiind un spectru caracteristic domeniului intermediar de energie, domeniu specific reactorilor rapizi de mari dimensiuni. O comparare a acestui spectru cu cel dintr-un reactor de tip LMFBR (Liquid Metal Fast Breeder Reactor) arată similitudinea lor (*figura 3*).

Capitolul III *Măsurători de spectre de neutroni rapizi*

Măsurătorile diferențiale de spectre neutronice în reactorii rapizi prezintă un mare interes datorită posibilității comparării directe a rezultatelor obținute experimental cu cele de calcul. Dintre metodele diferențiale a fost selectată și dezvoltată de către autor spectrometria cu contori proporționali cu protoni de recul, datorită următoarelor considerente:

- secțiunea reacției (n,p) utilizată în acești contori este cunoscută cu o incertitudine de 1.5 %
- domeniul energetic acoperit de această tehnică este 10 keV - 2 MeV, rezultatele obținându-se cu erori între 5 - 25 %
- construcția simplă a spectrometrelor.

În acest capitol se prezintă principiul metodei, construcția spectrometrelor cu protoni de recul, funcția de răspuns teoretică și determinarea funcției de răspuns experimentale cu neutroni monoenergetici. Se discută parametrii experimentali care determină acuratețea spectrului măsurat. Sînt descrise sistemele electronice de discriminare neutron-gamma folosite.

Pentru măsurătorile de spectre de neutroni rapizi autorul pune la punct tehnologia de fabricație a spectrometrelor cu protoni de recul⁽¹⁰⁾. În *figura 4* este prezentat un contor sferic cu diametrul catodului de 30 mm, construit de autor și folosit pentru măsurarea spectrelor de neutroni rapizi în sistemele EE-Mol și EE-ITN. Sînt date în teză rezultatele cercetărilor privind stabilirea condițiilor de funcționare ale spectrometrelor (multiplicarea, rezoluția), precum și determinarea funcțiilor de răspuns la protoni monoenergetici. O contribuție originală a autorului la rafinarea metodei o constituie determinarea experi-

mentală a funcției de răspuns a contorilor sferici tip SP2 la neutroni monoenergetici de 600 , 1000 și 1500 keV. Aceste cercetări au permis determinarea corecției experimentale pentru funcția de răspuns a contorilor, corecție care a fost înglobată în codul de calcul SPEC4; precizia rezultatelor s-a îmbunătățit cu aproximativ 10%, stabilizând această corecție.

Prima măsurătoare diferențială cu contori de tip SP2⁽¹¹⁾ a fost făcută de autor în 1969, în sistemul EE Mol. Rezultatele acestor lucrări arată că discrepanța între valorile calculate și cele măsurate, pentru plaja 180 - 820 keV este de maximum 3% . Deasupra energiei de 820 keV, discrepanțele sînt mai mari de 20% și se datoresc impreciziilor în datele nucleare utilizate în calcul (setul de secțiuni FD2). Rezultatele măsurătorilor sistematice efectuate de autor cu contori tip IRNE, în sistemul EE Mol , utilizînd și tehnica de discriminare neutron-gamma, sînt într-o bună concordanță cu măsurătorile de intercomparare efectuate de specialiștii din Belgia, R.F.G. și Olanda pe același asamblaj (figura 5). Cu aceleași spectrometre a fost măsurat spectrul neutronic în sistemul EE-ITN. Rezultatele măsurătorilor sînt comparate cu calculele efectuate într-un decupaj energetic de 100 grupe (figura 6).

Spectrul neutronilor rapizi poate fi determinat corect prin metoda contorilor cu protoni de recul , ținînd însă seama că pentru diferite domenii energetice incertitudinile diferă. Pentru domeniul energetic 200 keV - 1 MeV spectrul este măsurat cu cea mai bună precizie, cu condiția ca parametrii experimentali care determină acuratețea spectrului să fie afectați de erori minime (la nivelul actual al metodicii). Eroarea totală provenită atât de la acești parametri (liniaritate, statistică, calibrare ...) cît și de la funcția de răspuns și incertitudinile asupra secțiunii de reacție, este cuprinsă între 5 % și 10 %. Pentru domeniul de joasă energie 10 keV - 200 keV eroarea majoră este dată de capacitatea limitată a sistemului electronic de a efectua discriminarea neutron-gamma, aceasta depinzînd în mod esențial de nivelul fluxului gamma din asamblaj, de fluctuațiile statistice ale numărului de perechi de ioni finali creați de protoni inițiali și de incertitudinile în cunoașterea valorii medii a energiei de ionizare a gazului în acest domeniu. Eroarea totală asupra formei spectrului poate varia în limite largi (10 - 50 %) , fiind cu atât mai mare cu cît limita inferioară energetică măsurată este

mai mică. Deasupra energiei de 1 MeV, spectrul neutronic poate fi măsurat cu erori între 10 și 25%, deoarece trebuie aplicate corecții importante pentru efectele de capăt și perete. La contorii cu presiuni ridicate ale gazului de umplere, fenomenul de recombinare începe să devină important și introduce distorsiuni în forma spectrului măsurat.

În particular, comparând rezultatele măsurărilor spectrometrice efectuate în cele două asamblaje rapide EE Mol și EE ITN se constată că forma spectrală determinată este aceeași, în limita erorilor de $\pm 5\%$ pentru domeniul 150 keV - 1.2 MeV. Aceasta confirmă concluziile prezentate în Capitolul II privind identitatea spectrală a celor două asamblaje.

Capitolul IV *Determinarea absolută a spectrului de neutroni din rate de reacție*

Cunoașterea valorii absolute a distribuției energetice a fluxului de neutroni este necesară în experiențele de testări de materiale combustibile și structurale, cât și în exploatarea reactorilor nucleari energetici. Singura metodă experimentală ce poate fi folosită în reactorii în operare este cea a determinării ratelor de activare și de fisiune, utilizate ca date de intrare într-un cod de calcul de unfolding. În acest capitol se prezintă metoda de determinare absolută a ratelor de fisiune și de activare, precum și tehnica de unfolding utilizată pentru determinarea spectrului neutronic absolut din valorile experimentale.

Ratele absolute de fisiune au fost măsurate cu camere de fisiune calibrate absolut. Calibrarea s-a făcut prin expunerea camerelor de fisiune în trei câmpuri standard de neutroni⁽¹²⁾: spectrul termic maxwellian, spectrul EE și spectrul de fisiune cu neutroni termici a ^{235}U . Această metodă originală, pusă la punct de autor, în colaborare cu Dr. A. Fabry, a permis determinarea maseilor absolute pentru depunerile, conținând principalii izotopi fisiionabili: ^{235}U , ^{239}Pu , ^{237}Np , ^{238}U , cu erori de $\pm 1.3\% - 2.5\%$. Sînt discutate pe larg în teză corecțiile și sînt analizate sursele de erori ce afectează valoarea ratelor de reacție.

Efectuarea unor lucrări internaționale pe sistemul EE ITN, prezentate în referința⁽¹³⁾, a condus pe de o parte la stabilirea unei scale absolute de fisiune, pe de altă parte demonstrarea identității din punct de vedere al ratelor de fisiune a facilităților EE Mol și EE-ITN.

pentru sistemul EE-ITN au fost determinate valorile secțiunilor integrale de fisiune pentru principalii izotopi fisiiona-

bili precum și pentru ^{232}Th , ^{235}U și ^{241}Pu (*TABELUL II*). In *TABELUL III* sînt comparate rapoartele acestor secțiuni, referitoare la secțiunea ^{235}U , pentru sistemele $\Sigma\Sigma$ Mol și $\Sigma\Sigma$ -ITN. Se observă identitatea celor două sisteme în ceea ce privește ratele de fisiune, în limita erorilor experimentale. In aceste măsurători s-au utilizat și camere de fisiune de referință puse la dispoziție de Biroul Național de Standarde al SUA.

Intensitatea fluxului de neutroni mai ridicată decît în alte asamblaje de tip $\Sigma\Sigma$, a permis abordarea pe sistemul $\Sigma\Sigma$ -ITN a unui program experimental de măsurare a ratelor absolute de activare pentru o gamă foarte largă de izotopi. Programul dezvoltat de autor a căutat să rezolve atît probleme legate de determinarea flux-spectrului cît și de fluența de neutroni. Datorită echipării sistemului nostru cu o celulă de manipulare și stocare s-au putut efectua iradiieri de lungă durată (pînă la 48 ore) , la fluențe de aproximativ 10^{15} n/cm². Toate reacțiile utilizate conduc la izotopi gamma radioactivi. Măsurarea absolută a activității gamma a fost făcută cu un spectrometru de înaltă rezoluție , calibrat absolut în eficacitate ⁽¹⁴⁾. Prelucrarea spectrelor gamma s-a făcut cu codul SAMPO montat pe calculatorul PDP15 al IRNE; deasemenea s-a determinat curba de eficacitate funcție de energie a cristalului Ge-Li folosit. In teză sînt prezentate corecțiile aplicate pentru determinarea valorilor absolute ale ratelor de activare. Secțiunile microscopice de activare ,măsurate de autor în sistemul $\Sigma\Sigma$ -ITN ⁽¹⁵⁾ ⁽¹⁶⁾, sînt date în *TABELUL IV*. Secțiunea de referință a fost considerată cea a reacției de fisiune a ^{235}U , secțiune egală cu 1512 ± 53 mb. In același tabel se compară aceste valori cu valorile secțiunilor de activare măsurate în sistemele $\Sigma\Sigma$ Mol și NISUS, precum și cu valorile calculate, folosind spectrul de referință descris în 100 grupe energetice. Eroarea totală ce afectează valoarea secțiunii absolute variază între 3.5% și 5.1 %, cu excepția reacțiilor $^{46}\text{Ti}(n,p)$ și $^{48}\text{Ti}(n,p)$. Valorile măsurate în cele trei asamblaje coincid în limita erorilor statistice, confirmînd identitatea acestor cîmpuri neutronice și din punct de vedere al ratelor de activare. Valorile discrepante măsurătoare-calcul apar datorită incertitudinilor de evaluare din biblioteca ENDF/B IV-Dosimetry file.

Pentru determinarea spectrului neutronic absolut din ratele de reacție măsurate pe asamblajul $\Sigma\Sigma$ -ITN s-a utilizat codul SANDII, dezvoltat de McElroy ⁽¹⁷⁾ și adaptat pe calculatorul

IBM IFIN⁽¹⁰⁾. Codul are la bază o metodă iterativă, pornind de la un set de rate de reacție absolute, obținute experimental, o estimare inițială a spectrului (determinată fie prin calcul, fie printr-o sinteză a informațiilor fizice privind condițiile neutronice în care are loc experimentul) și o bibliotecă de secțiuni eficace pentru reacțiile folosite (ENDF/B IV-Dosimetry file). Metoda permite ca prin folosirea unui mare număr de detectori, cu răspunsuri în regiuni energetice ce interferă, să se examineze structuri spectrale diferențiale, înlăturându-se erorile în forma diferențială a spectrului care pot proveni din incertitudinile în secțiuni sau în activități. Codul SANDII permite ca printr-o corelare a rezultatelor obținute din măsurători de rate de reacție, din măsurători spectrometrice și din metodele de calcul să se facă un progres important în rezolvarea câtorva dintre problemele curente ridicate de definirea condițiilor neutronice și de studiul defectelor de material.

Ratele de reacție folosite în codul SANDII sînt strînse în *TABELUL V* și sînt date pentru puterea nominală a reactorului VVR-S IFIN (2 MW). Spectrul determinat din ratele de reacție cu ajutorul acestei metode de unfolding este prezentat în *figura 7*, fiind comparat cu spectrul calculat cu codul ANISN și biblioteca ENDF/B III într-un decupaj de 40 grupe energetice. Concordanța între cele două spectre este excelentă, metoda oferind o descriere spectrală amănunțită.

Cu ajutorul codului SANDII s-au determinat :

- factorul de conversie pentru sistemul Σ E-ITN (numărul de neutroni rapizi generați de un neutron termic disponibil în cavitate). Pentru acest calcul s-au utilizat rate de reacție măsurate în centrul sistemului pentru un neutron termic disponibil în cavitatea goală. Factorul de conversie este 0.731, față de cel calculat cu codul GMS, care este 0.737.

- energia medie a spectrului pentru domeniul 2.55×10^{-6} -18 MeV.

Această valoare este egală cu 0.79135 MeV, față de valoarea de 0.809 MeV calculată cu codul ANISN.

- valoarea fluxului integrat mai mare de 10 keV (domeniu energetic caracteristic sistemului Σ E) este de 3.385×10^{10} n/cm² s ;
- valoarea fluxului integrat mai mare de 1 MeV este 8.07×10^{10} n/cm² s.

Spectrul Σ E permite testarea secțiunilor microscopice integrale (de fisiune și activare) în vederea ameliorării acestora și a selectării reacțiilor ce pot fi utilizate în pro -

gramele de măsurători în alte câmpuri neutronice mai puțin bine caracterizate. Datorită faptului că fluența în EE-ITN este similară cu cea din reactorii de putere zero a fost posibilă testarea unei game largi de secțiuni eficiente. În particular s-au putut testa secțiunile pentru reacțiile utilizate în măsurătorile de fluențe în reactorii de încercări de materiale și programele experimentale pentru studiul protecției biologice și supravegherea vaselor de presiune.

Capitolul V *Concluzii finale și aplicații*

Obiectivul principal al lucrărilor prezentate în această Teză de doctorat a fost creierea unui spectru de neutroni rapizi care să întrunească condițiile impuse unui câmp neutronic de referință. Sistemul de referință pentru dozimetria neutronilor rapizi în reactori, promovat de autor, a intrat în literatura de specialitate sub denumirea de EE-ITN. Au fost stabilite condițiile pentru amplasarea în coloane termice de grafit a sistemelor de tip EE. În acest scop autorul a dezvoltat metode de măsură pentru câmpurile de neutroni termici, caracteristice pentru astfel de coloane termice. În studiul acestor câmpuri autorul aduce o contribuție originală la determinarea parametrilor Westcott ai reacțiilor $^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152\text{m}}\text{Eu}$ și $^{176}\text{Lu}(n, \gamma)^{177\text{g}}\text{Lu}$, utilizate ca indici spectrali termici. Caracterizarea neutronică a spectrului din cavitatea EE a arătat că acesta este termic maxwellian, cu temperatura de $305 \pm 7^\circ \text{K}$ și are o componentă epitermică foarte mică ($\phi_{\text{epi}}/\phi_{\text{termic}} = 4.5 \times 10^{-4}$). Acest spectru este folosit ca spectru de referință pentru măsurători de spectre neutronice termice.

Datorită geometriei unidimensionale și structurii simple a sistemului EE, spectrul central a fost caracterizat cu acuratețe prin calcule, aplicându-se corect teoria transportului de neutroni. Calculele de sensibilitate efectuate au arătat că influența asupra spectrului central a incertitudinilor în cunoașterea caracteristicilor fizice ale materialelor sistemului EE este mai mică decât 1.5 %, erorile care afectează forma spectrală provenind numai din incertitudinile în datele nucleare. Autorul, în colaborare cu B. Cârstoiu, a implantat la CEN/SCK Mol și IRNE sistemul de coduri de calcul și bibliotecile de secțiuni, care au fost utilizate pentru caracterizarea neutronică a sistemelor de referință de tip EE. Compararea calculelor cu determinările experimentale deosebit de precise făcute de autor pe câmpuri neutronice de acest tip a validat metoda de calcul, care are

largi aplicații în calculele de zone active de reactori rapizi și de protecții biologice la reactorii nucleari energetici.

Pentru caracterizarea spectrului de neutroni rapizi autorul a dezvoltat metoda de măsurare cu contori proporționali cu protoni de recul și tehnicile de determinare a ratelor absolute de reacție, din care cu ajutorul unui cod de "unfolding" se poate determina valoarea absolută a fluxului de neutroni. Cercetările tehnologice efectuate de autor s-au concretizat în construirea unui nou tip de contor proporțional cu protoni de recul, utilizat la măsurarea spectrelor rapide în asamblajele EE-ITN și EE Mol. Măsurătorile făcute cu acest spectrometru în cadrul unor lucrări internaționale au arătat că are performanțe similare cu cele ale contorilor fabricați de laboratoare de prestigiu din vestul Europei.

Rafinarea metodelor de determinare a ratelor absolute de reacție a permis diminuarea erorilor ce afectează cunoașterea secțiunilor integrale microscopice mediate pe spectrul EE, aceste erori fiind mai mici de 5 % pentru secțiunile de fisiune și între 3% și 8 % pentru cele de activare. Valorile secțiunilor determinate de autor au fost incluse în biblioteca EXFOR a Agenției Internaționale pentru Energia Atomică, fiind considerate ca măsurători de referință pentru programul de ameliorare a datelor nucleare. Din punct de vedere al standardizării internaționale a măsurătorilor de rate de fisiune, implantarea unei scale absolute de fisiune constituie un prim pas de legare a programului românesc de fizica reactorilor rapizi cu programe similare din SUA și vestul Europei.

Pe baza cercetărilor efectuate de autor în perioada 1967-1979 și prezentate în această Teză de doctorat, s-a elaborat procedura de măsurare a parametrilor neutronici garantați de firma furnizoare General Atomic SUA pentru reactorul TRIGA ROMANIA, procedură acceptată de specialiștii părții americane. Testarea metodicii propuse⁽¹⁹⁾ pentru reactorul TRIGA pe sistemul EE-ITN a demonstrat că metoda foilor multiple dă rezultate corecte atât pentru descrierea formei spectrale cât și pentru obținerea valorii absolute a fluxului. Ținând cont de faptul că spectrul în EE-ITN este un spectru rapid, procedura propusă nu a putut fi testată pentru domeniul termic și epitermic de joasă energie. Pentru testarea procedurii pe un reactor în operare s-a utilizat zona activă a reactorului VVR-S IFIN. Compoziția

spectrală din acest reactor a permis testarea procedurii pe întregul domeniu energetic. Pentru aceste lucrări s-a ales canalul 5/10 din zona activă, similar cu canalul impus pentru măsurători în reactorul TRIGA ROMANIA. În tabelul de mai jos sînt date valorile absolute ale spectrului (pe grupe largi energetice), la puterea de 2 MW a reactorului VVR-S IFIN, determinate prin metoda foilor multiple:

Limitele energetice	Fluxul absolut (n/cm^2s)	
	Casetă uscată	Casetă umedă
0 - 1.125 eV	0.723E13	6.355E13
1.125 eV - 18 MeV	4.792E13	5.785E13
0.01 - 18 MeV	2.977E13	3.705E13
0.10 - 18 MeV	2.918E13	2.792E13
1 - 18 MeV	1.510E13	1.085E13
0 - 18 MeV	5.515E13	1.214E14

Metodica pusă la punct în Teza de doctorat prezentată se situează la nivelul științific atins în centrele de cercetare avansate din lume. Aplicarea ei în practică pe reactorul VVR-S IFIN a demonstrat corectitudinea rezultatelor obținute de autor. Existența unui sistem neutronic de referință constituie un avantaj major pentru desfășurarea cercetărilor de fizica reactorilor. Metodele dezvoltate de autor cu ajutorul acestui sistem constituie un salt calitativ în ameliorarea datelor necesare pentru exploatarea reactorilor de încercări de materiale, dezvoltarea reactorilor rapizi și proiectarea protecțiilor biologice la reactorii energetici.

Referinte

- (1) B.A. Magurao, O. Ozer - Trans. of Am. Nucl. Soc., 17, 528, (1973)
- (2) * * * - Proc. of a Consultants Meeting on Nucl. Data for Reactor Dosimetry, IAEA, INDC (NDS)-56/U, Viena, (1973)
- (3) F. Poortmans, I. Gârlea, A. Fabry - Nucl. Physics, A 172, 489, (1971)
- (4) I. Gârlea, H. Stefan, G. Fodor, I. Cristian - Raport F.R.-62, (1968)
- (5) H. Stefan, I. Gârlea, I. Cristian, G. Fodor - Revue Roum. Physique, Tome 15, 3, 329, (1970)
- (6) B. Cârstoiu, I. Gârlea - Adaptarea pe calculatorul IBM 360/135 a sistemului de coduri ANISN, TAPEMAKER, DLC-2 (in curs de publicare), (1979)
- (7) I. Gârlea, A. Thurzo, B. Cârstoiu, P. Ilie, L. Moisin - Simpozion CAER, Predeal, vol. II, 982, (1974)
- (8) I. Gârlea, C. Miron, P. Ilie, F. Popa - St. Cerc. Fiz., 5, 441, (1978)
- (9) * * * - Documentation for DLC-2D/100G Data Library. Radiation Shielding Information Centre, ORNL, SUA, (1973)
- (10) I. Gârlea, A. Thurzo, M. Stancu, P. Ilie, F. Popa, V. Raducu - Aplicarea contorilor cu protoni de recul tip IRNE la măsurarea spectrului de neutroni în EE-ITN. Sesiunea "Fizica și energia", Pitești, (1978)
- (11) I. Gârlea, A. Fabry, G. De Leeuw, S. De Leeuw - IAEA Spec. Meeting "Fast Reactor Spectrum Measurements and their Interpretation", Argonne Nat. Lab., (1970)
- (12) A. Fabry, I. Gârlea - Raport IAEA-208, vol. II, 291, Viena, (1973)
- (13) I. Gârlea, C. Miron, A. Fabry - Rev. Roum. Phys., Tome 22, 6, 627, (1977)
- (14) I. Gârlea, C. Miron, F. Popa, G. Fodor - Măsurători absolute prin spectrometrie γ de înaltă rezoluție Ge-Li. Sesiunea "Fizica și energia", Pitești, (1978)
- (15) I. Gârlea, C. Miron, M. Lupu, P. Ilie, A. Thurzo - Revue Roum. Phys., Tome 20, 4, 409, (1978)
- (16) I. Gârlea, C. Miron, F. Popa - Integral Cross Sections Measured in the EE Spectrum. Ses. "Fizica și energia", (1978)
- (17) N. McElroy, S. Berg, G. Gigas - Nucl. Sci. Eng, 27, 533, (1967)
- (18) I. Gârlea, N. Stanica, M. Selariu, C. Miron, G. Fodor - Studii și Cerc. Fizică, 1, 59, (1979)
- (19) I. Gârlea, C. Miron, N. Stanica, T. Musat, M. Lupu, M. Selariu, F. Popa - The Proposed Procedures of the Flux Measurements in TRIGA Reactor. (for the warranted parameter appraisal). Sesiunea "Fizica și energia", Pitești, (1978)

TABELUL I

Caracteristicile geometrice si de material ale sistemului ZE-ITN

1. SURSA DE NEUTRONI RAPIZI

- masa de uraniu natural metalic : 116 kg
- diametrul exterior : 245 ± 0.2 mm
- grosimea păturii sferice : 50 ± 0.1 mm
- densitatea uraniului natural : 18.92 ± 0.03 g/cm³
- impurități : 1.5 ± 0.2 ppm B, 200-300 ppm C, 20 ppm Al
100 ppm Fe, 50 ppm Si, 30 ppm Ca
- dopuri pline: \emptyset : 49,48,47,46 mm, grosime: 50 ± 0.1 mm
cu canal \emptyset 49,48,47,46 mm, grosime: 50 ± 0.1 mm
diametru canal 17 mm

2. ECRANUL DE CARBURA DE BOR

- grosimea păturii sferice: 15 ± 0.1 mm
- invelișul de aluminiu : grosime 1 mm, puritate: 99.5%
- densitatea efectivă a CB₄ : 1.499 ± 0.005 g/cm³
- compoziția izotopică a borului: ¹⁰B 18.37 ± 0.04 %
¹¹B 81.63 ± 0.04 %
- numărul de masă al borului natural : 10.8118
- conținutul de impurități: mai mic decât 500 ppm

3. REFLECTORUL DE GRAFIT

- densitate : 1.60 ± 0.02 g/cm³

Notă: Valorile pentru sursa de uraniu natural sînt indicate în certificatul de livrare al firmei MMN Desel Belgia, iar pentru ecranul de carbura de bor sînt date de CEN/SCK Mol Belgia.

TABELUL II

Sectiuni microscopice integrale de fisiune determinate in spectrul $\Sigma\Sigma$ -ITN

Reacția	Rata de reacție ($\times 10^{27}$)	$\sigma_{\text{măsurat}}$	σ_{calculat}	$\sigma_{\text{măs}}/\sigma_{\text{calc}}$
$^{235}\text{U}(n, f)\text{PF}$	1114.0 \pm 3.5 %	1512.0 \pm 53.0	1525	0.991
$^{239}\text{Pu}(n, f)\text{PF}$	1311.0 \pm 3.5 %	1780.0 \pm 62.0	1735	1.026
$^{237}\text{Np}(n, f)\text{PF}$	444.0 \pm 3.5 %	603.0 \pm 22.0	607	0.993
$^{238}\text{U}(n, f)\text{PF}$	60.5 \pm 4.0 %	83.46 \pm 3.3	81.2	1.028
$^{233}\text{U}(n, f)\text{PF}$	1713.0 \pm 4.0 %	2325.0 \pm 93.0	-	-
$^{241}\text{Pu}(n, f)\text{PF}$	1493.0 \pm 4.0 %	2025.0 \pm 81.0	-	-
$^{232}\text{Th}(n, f)\text{PF}$	14.59 \pm 6.0 %	19.8 \pm 1.2	-	-

Valoarea ratei de reacție este dată pentru 1 neutron termic disponibil în cavitatea $\Sigma\Sigma$ -ITN.

TABELUL III

Rapoartele sectiunilor de fisiune masurate in sistemele EE Mol si EE-ITN

Rapoarte	EE Mol		EE-ITN	
	Măsurători interlaboratoare	Camere NBS	Camere NBS	Camere Saclay
$\frac{\bar{\sigma}(^{238}\text{U})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	0.0561 (+ 1.5%)	0.0564 (+ 2.5%)	0.0566 (+ 2.5%)	0.0552 (+ 2.5%)
$\frac{\bar{\sigma}(^{233}\text{U})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	1.543 (+ 2.2 %)	-	-	1.5380 (+ 2.5%)
$\frac{\bar{\sigma}(^{239}\text{Pu})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	1.167 (+ 2 %)	1.173 (+ 2.1%)	1.169 (+ 2.3%)	1.177 (+ 2.5%)
$\frac{\bar{\sigma}(^{247}\text{Np})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	0.388 (+ 2.5%)	0.381 (+ 2.9%)	0.380 (+ 3 %)	0.399 (+ 3 %)
$\frac{\bar{\sigma}(^{241}\text{Pu})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	1.365 (+ 2.3 %)	-	-	1.340 (+ 2.5%)
$\frac{\bar{\sigma}(^{232}\text{Th})}{\bar{\sigma}(^{235}\text{U})}$	0.0132	-	-	0.0131 (+ 7 %)

TABELUL IV

Sectiuni microscopice integrale de activare determinate in spectrul ΣE -ITN

Reacția	$\bar{\sigma}$ măsurat (mb)			$\bar{\sigma}$ calculat (mb)	$\bar{\sigma}_m / \bar{\sigma}_c$
	ΣE -ITN	ΣE Mol	NISUS		
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	54.8 \pm 1.9	58.6 \pm 2.1	54.5 \pm 1.1	55.2	0.993
$^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116\text{m}}\text{In}$	260.2 \pm 9.0	261.0 \pm 13.0	238.0 \pm 7.0	285.0	0.913
$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	410.3 \pm 14.0	442.0 \pm 15.0	391.0 \pm 10.0	373.5	1.097
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	25.32 \pm 0.9	28.8 \pm 1.2	25.5 \pm 0.6	23.3	1.087
$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	36.4 \pm 1.8	-	-	41.5	0.880
$^{59}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	5.89 \pm 0.29	-	-	5.44	1.060
$^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$	35.5 \pm 1.2	39.7 \pm 1.8	-	35.3	0.994
$^{109}\text{Ag}(n, \gamma)^{110\text{m}}\text{Ag}$	24.3 \pm 0.9	-	-	-	-
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	18.2 \pm 0.9	-	-	17.2	1.058
$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	0.230 \pm 0.012	0.273 \pm 0.008	0.248 \pm 0.006	0.230	1.220
$^{59}\text{Co}(n, p)^{59}\text{Fe}$	0.325 \pm 0.013	-	-	-	-
$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	2.51 \pm 0.12	-	-	2.07	1.216
$^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$	5.20 \pm 0.21	-	-	5.15	1.010
$^{48}\text{Ti}(n, p)^{48}\text{Sc}$	0.0667 \pm 0.0042	-	-	0.037	1.800
$^{59}\text{Co}(n, 2n)^{58}\text{Co}$	0.0433 \pm 0.0022	-	-	0.039	1.110
$^{59}\text{Co}(n, \alpha)^{56}\text{Mn}$	0.0334 \pm 0.0013	-	-	0.033	1.010
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	0.160 \pm 0.006	0.182 \pm 0.006	0.154 \pm 0.004	0.152	1.050

TABELUL V

Ratele de reacție măsurate și calculate cu codul SANDII, în spectrul EE-ITN

Reacția	Activitatea măsurată (dez/s nucleu)	Activitatea calculată (dez/s nucleu)	Limitele răspunsului inferioară superioară (*1eV)		Raportul $A_{\text{măs}}/A_{\text{calc}}$	Deviația %
$^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$	$1.245\text{E}-16 \pm 3.4\%$	$1.255\text{E}-16$	$3.00\text{E}-4$	$4.00\text{E}-1$	0.9917	- 0.83
$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	$5.610\text{E}-19 \pm 3.7\%$	$5.890\text{E}-19$	$6.40\text{E}0$	$1.19\text{E}1$	0.9540	- 4.60
$^{59}\text{Co}(n, 2n)^{58}\text{Co}$	$1.518\text{E}-19 \pm 5.1\%$	$1.512\text{E}-19$	$1.13\text{E}1$	$1.60\text{E}1$	1.0038	0.38
$^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$	$1.276\text{E}-16 \pm 5.0\%$	$1.302\text{E}-16$	$1.05\text{E}-4$	$7.20\text{E}-1$	0.9799	- 2.01
$^{59}\text{Co}(n, \alpha)^{56}\text{Mn}$	$1.171\text{E}-19 \pm 4.0\%$	$1.259\text{E}-19$	$3.80\text{E}0$	$1.20\text{E}1$	0.9303	- 6.97
$^{235}\text{U}(n, f)\text{PF}$	$5.301\text{E}-15 \pm 3.5\%$	$5.213\text{E}-15$	$6.50\text{E}-4$	$2.70\text{E}0$	1.0072	0.72
$^{238}\text{U}(n, f)\text{PF}$	$2.926\text{E}-16 \pm 4.0\%$	$2.993\text{E}-16$	$1.40\text{E}0$	$6.50\text{E}0$	0.9778	- 2.22
$^{237}\text{Np}(n, f)\text{PF}$	$2.114\text{E}-15 \pm 3.5\%$	$2.175\text{E}-15$	$4.50\text{E}-1$	$4.40\text{E}0$	0.9722	- 2.78
$^{239}\text{Pu}(n, f)\text{PF}$	$6.241\text{E}-15 \pm 3.5\%$	$6.092\text{E}-15$	$1.00\text{E}-3$	$3.00\text{E}1$	1.0244	2.44
$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	$1.385\text{E}-15 \pm 3.5\%$	$1.300\text{E}-15$	$5.00\text{E}-7$	$8.00\text{E}-1$	1.0656	6.56
$^{232}\text{Th}(n, f)\text{PF}$	$6.942\text{E}-17 \pm 6.0\%$	$6.806\text{E}-17$	$1.50\text{E}0$	$7.00\text{E}0$	1.0199	1.99
$^{115}\text{In}(n, n')^{115\text{m}}\text{In}$	$1.921\text{E}-16 \pm 3.5\%$	$1.857\text{E}-16$	$8.80\text{E}-1$	$5.60\text{E}0$	1.0344	3.44
$^{56}\text{Fe}(n, p)^{56}\text{Mn}$	$9.817\text{E}-19 \pm 4.3\%$	$8.983\text{E}-19$	$5.50\text{E}0$	$1.11\text{E}1$	1.0928	9.28
$^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116\text{m}}\text{In}$	$9.123\text{E}-16 \pm 3.5\%$	$9.675\text{E}-16$	$2.70\text{E}-4$	$1.50\text{E}0$	0.9429	- 5.71
$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	$6.381\text{E}-17 \pm 5.1\%$	$6.547\text{E}-17$	$2.40\text{E}0$	$7.80\text{E}0$	0.9746	- 2.54
$^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$	$8.877\text{E}-17 \pm 3.5\%$	$8.819\text{E}-17$	$1.90\text{E}0$	$7.60\text{E}0$	1.0066	0.66
$^{46}\text{Ti}(n, p)^{46}\text{Sc}$	$8.800\text{E}-17 \pm 3.0\%$	$8.148\text{E}-17$	$3.80\text{E}0$	$9.50\text{E}0$	1.0800	8.00
$^{47}\text{Ti}(n, p)^{47}\text{Sc}$	$1.823\text{E}-17 \pm 4.5\%$	$1.936\text{E}-17$	$1.70\text{E}0$	$7.40\text{E}0$	0.9416	- 5.84

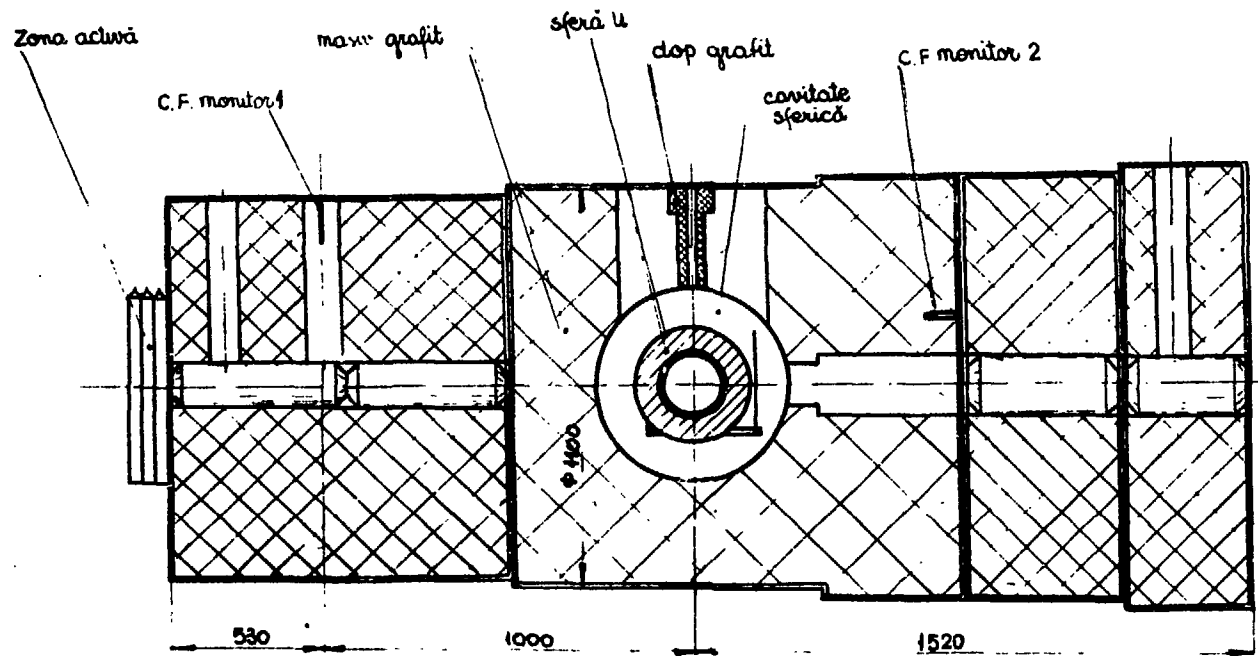


Fig. 1 - Secțiune longitudinală prin coloana termică cu sistemul $\Sigma\Sigma$ -ITN.

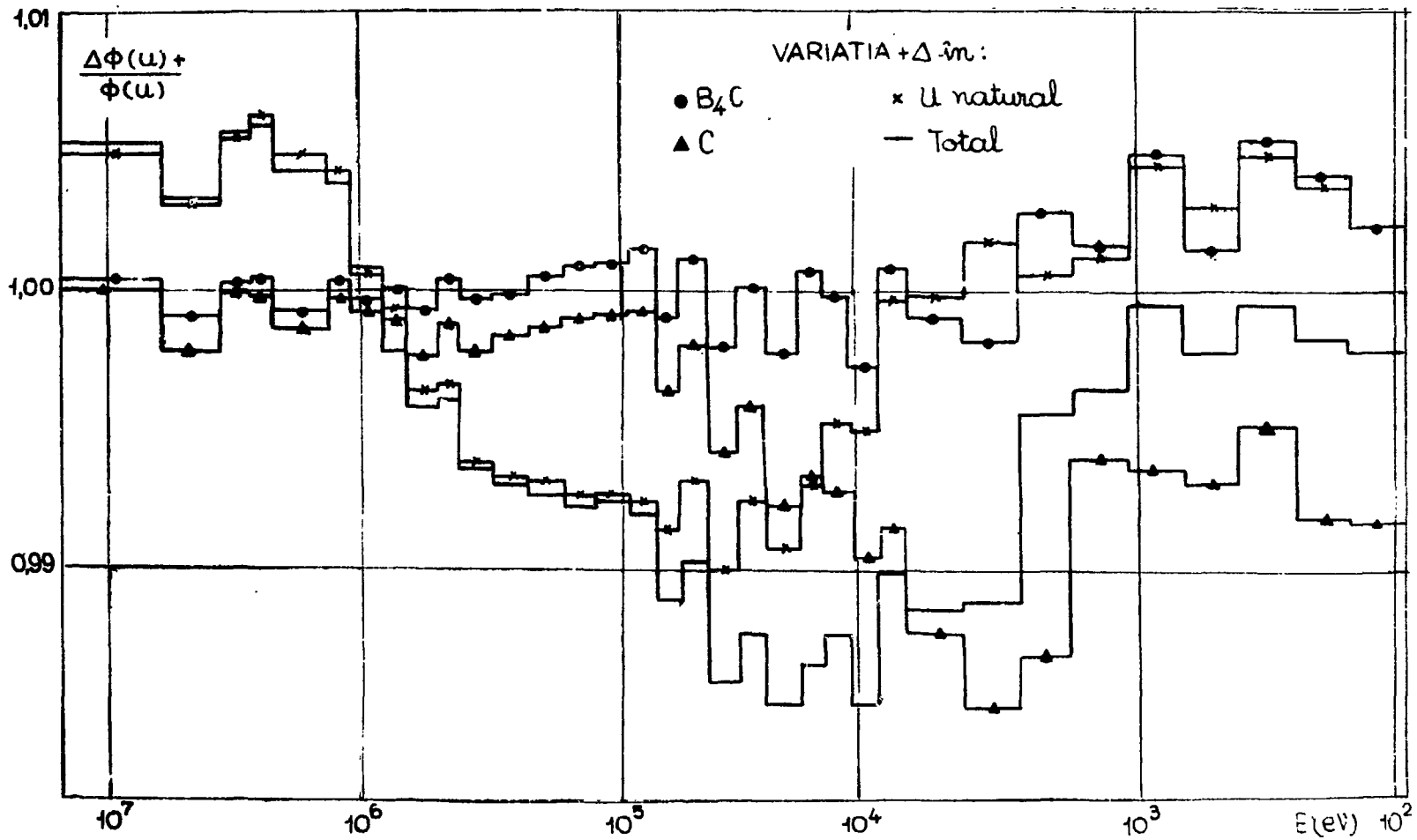


Fig.2-Influența variației (în sens pozitiv) a incertitudinilor în cunoașterea caracteristicilor materialelor din ΣΣ-ITN

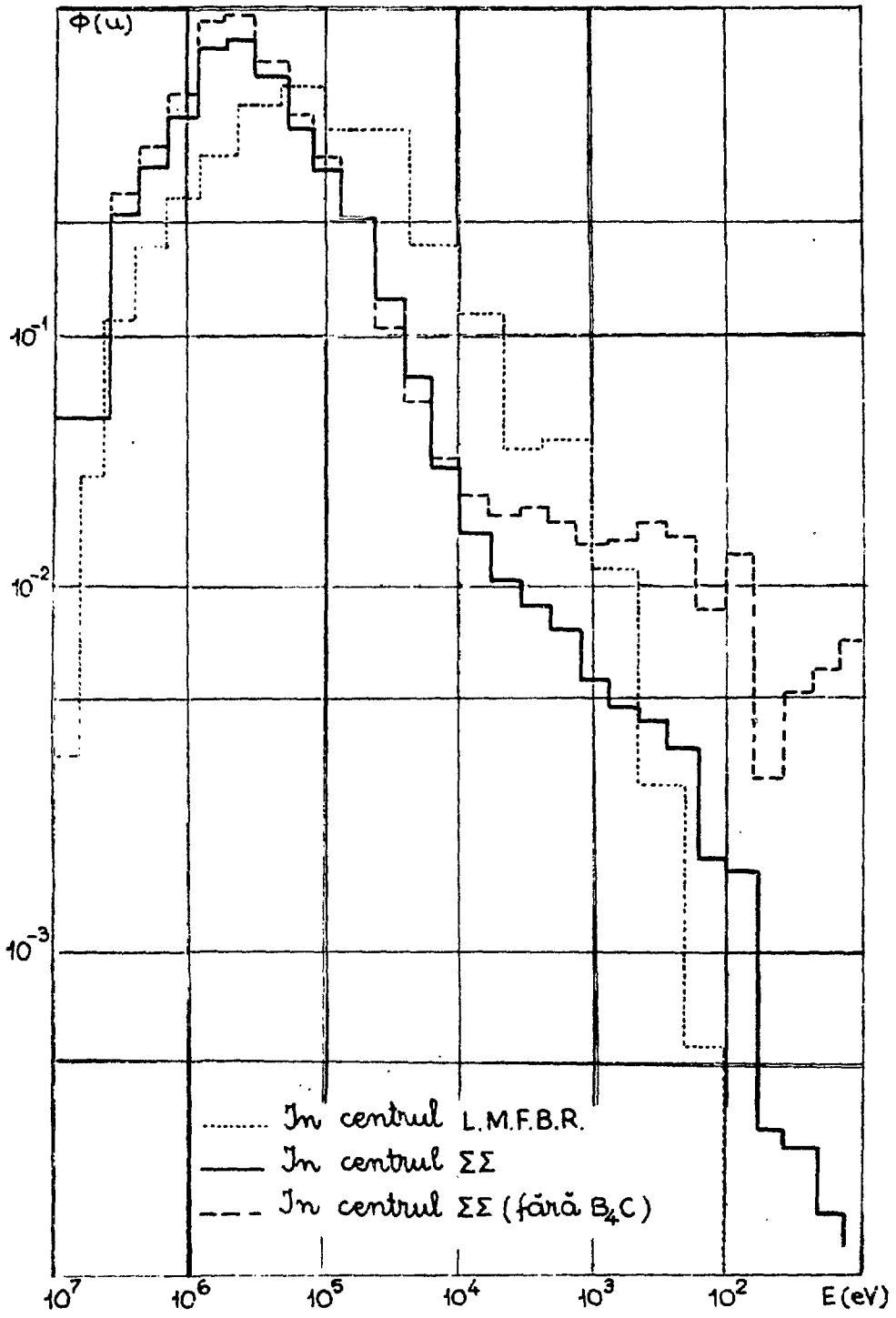


Fig. 3. Spectrul neutronic calculat.

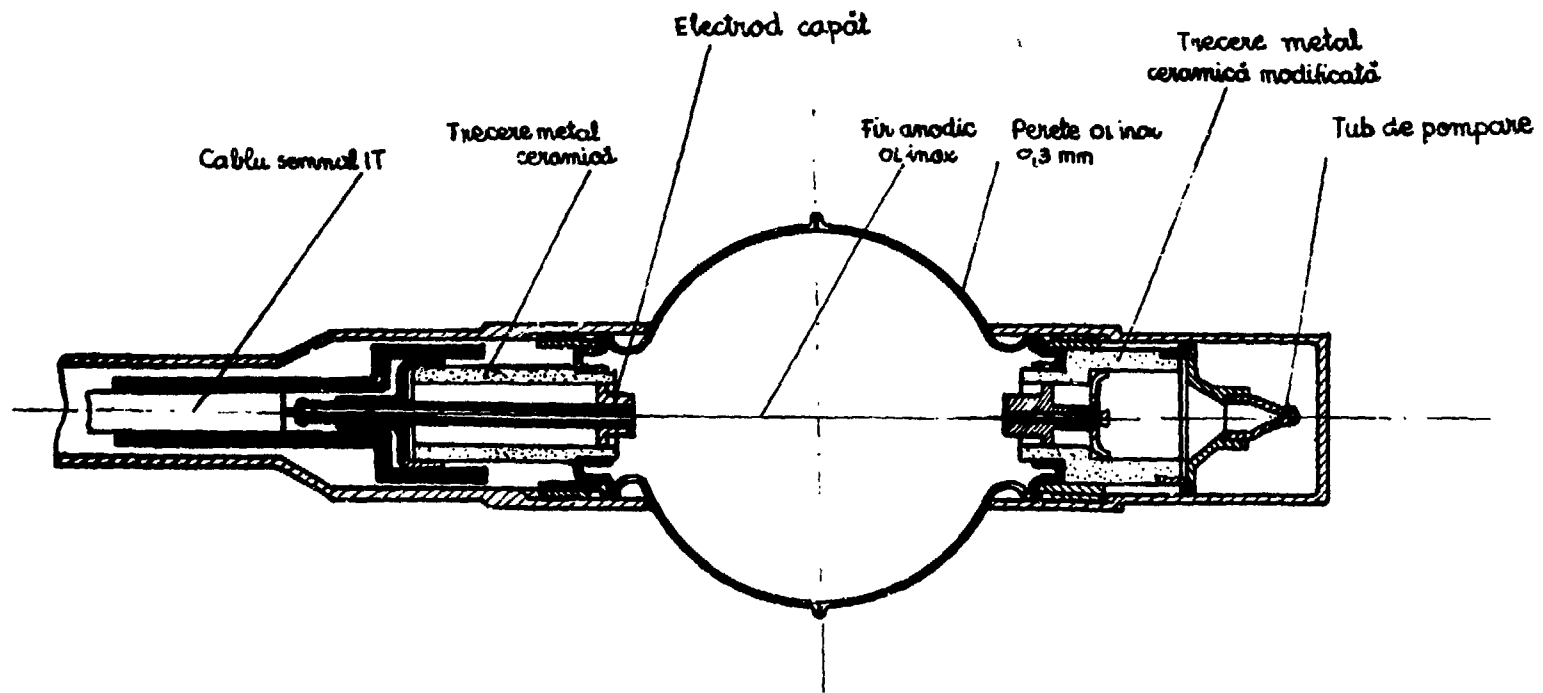


Fig. 4 - Contor proporțional cu protoni de recul tip IR.N.E.

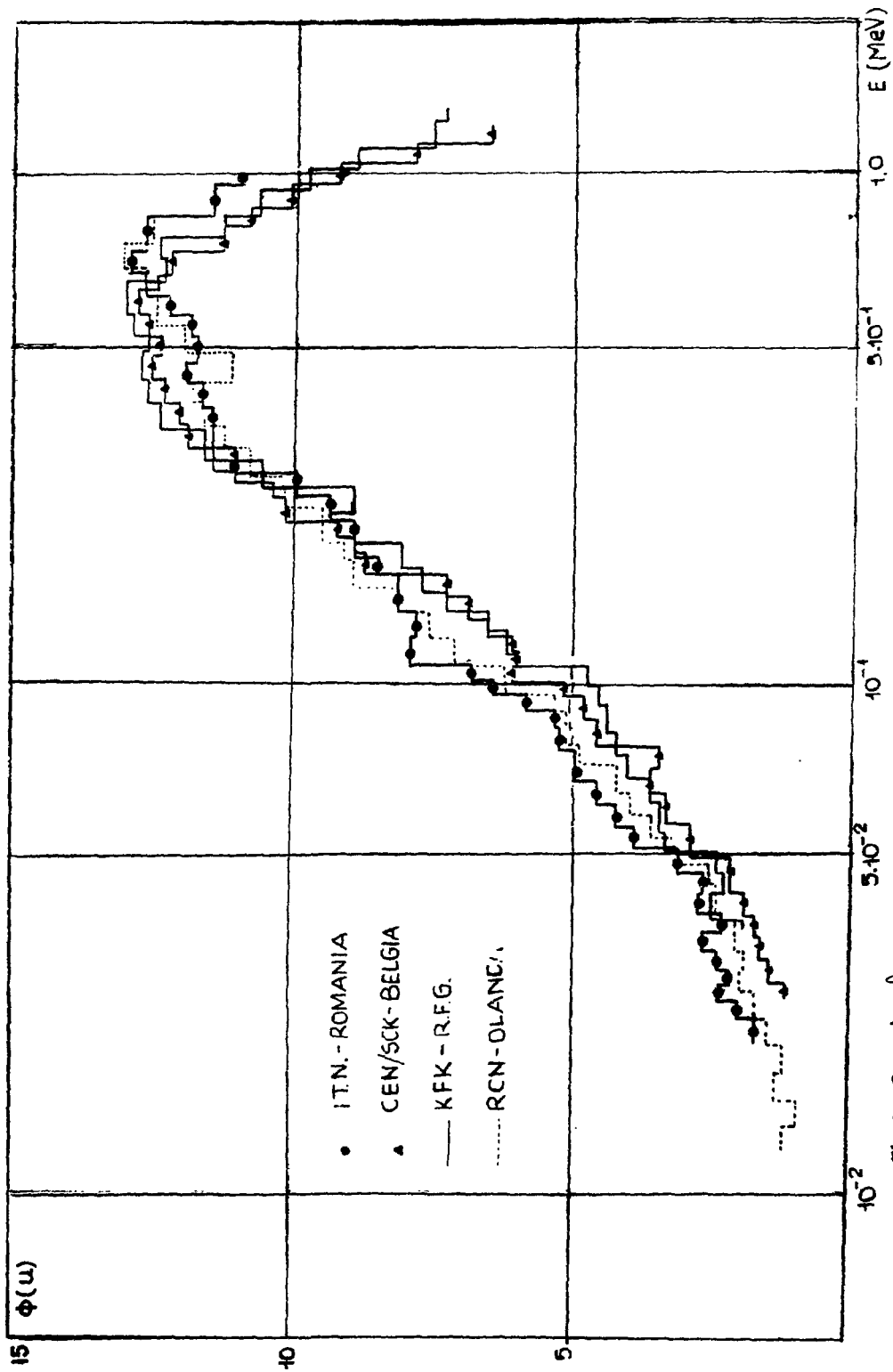


Fig.5- Spectrul neutronic în $\Sigma\Sigma$ Mol măsurat cu contori cu protoni cu recul.

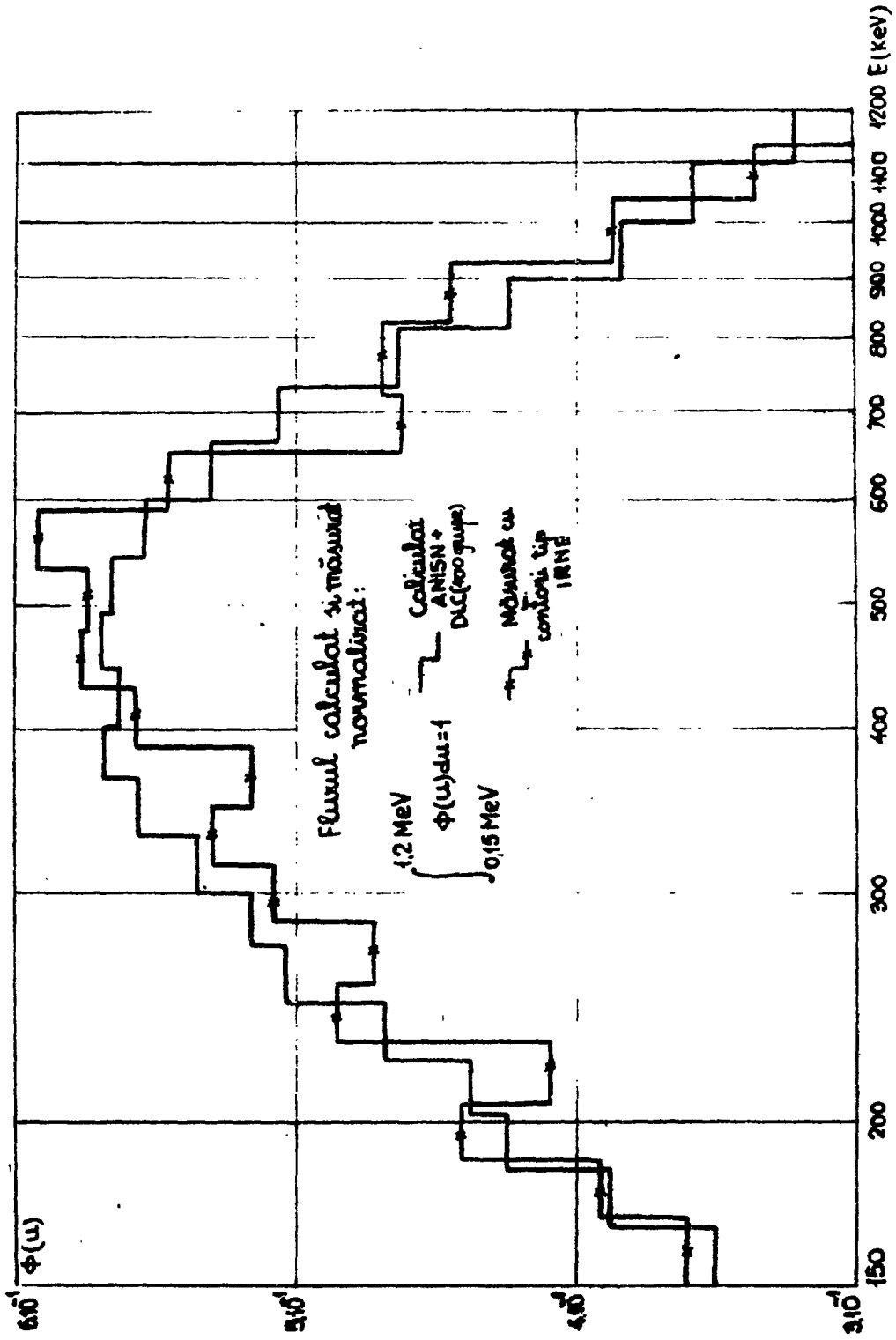


Fig. 6- Spectrul neutronic in sistemul ΣΣ - 1.T.N.

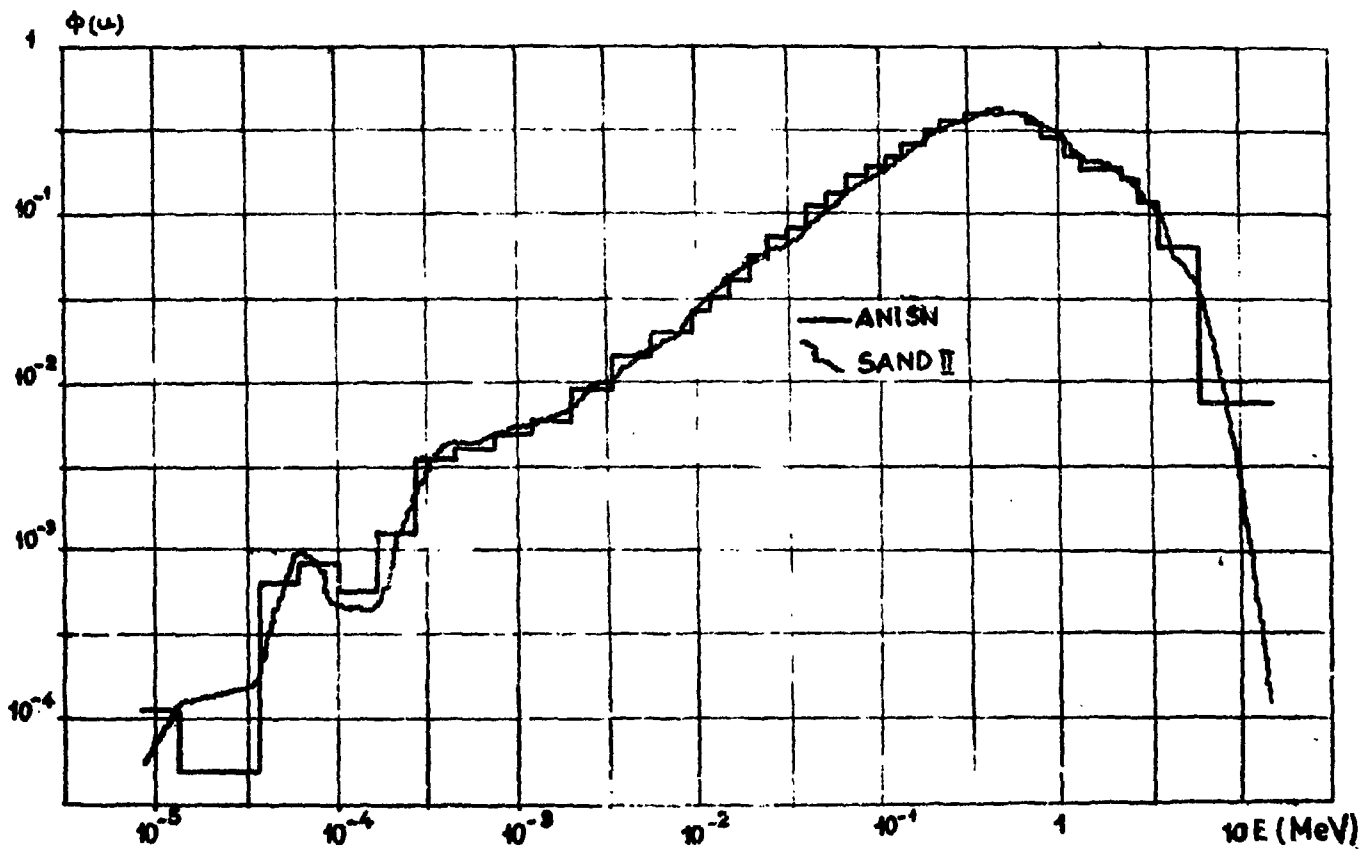


Fig. 7- Spectrul neutronic calculat cu codul ANISN (Colecta END/B₆), și determinat cu codul SAND II

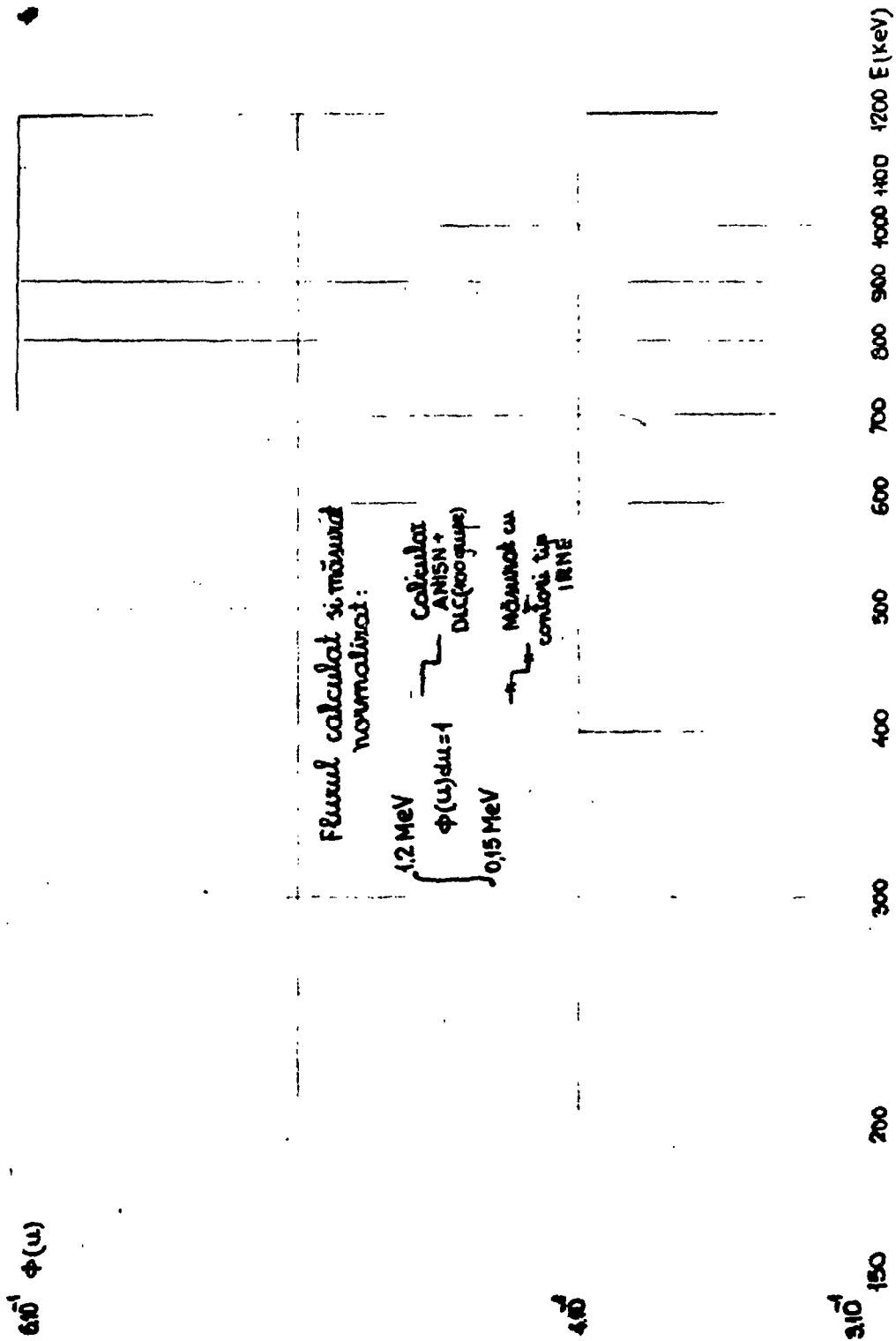


Fig. 6- neutronie în $\Sigma \Sigma - I, T, N$.

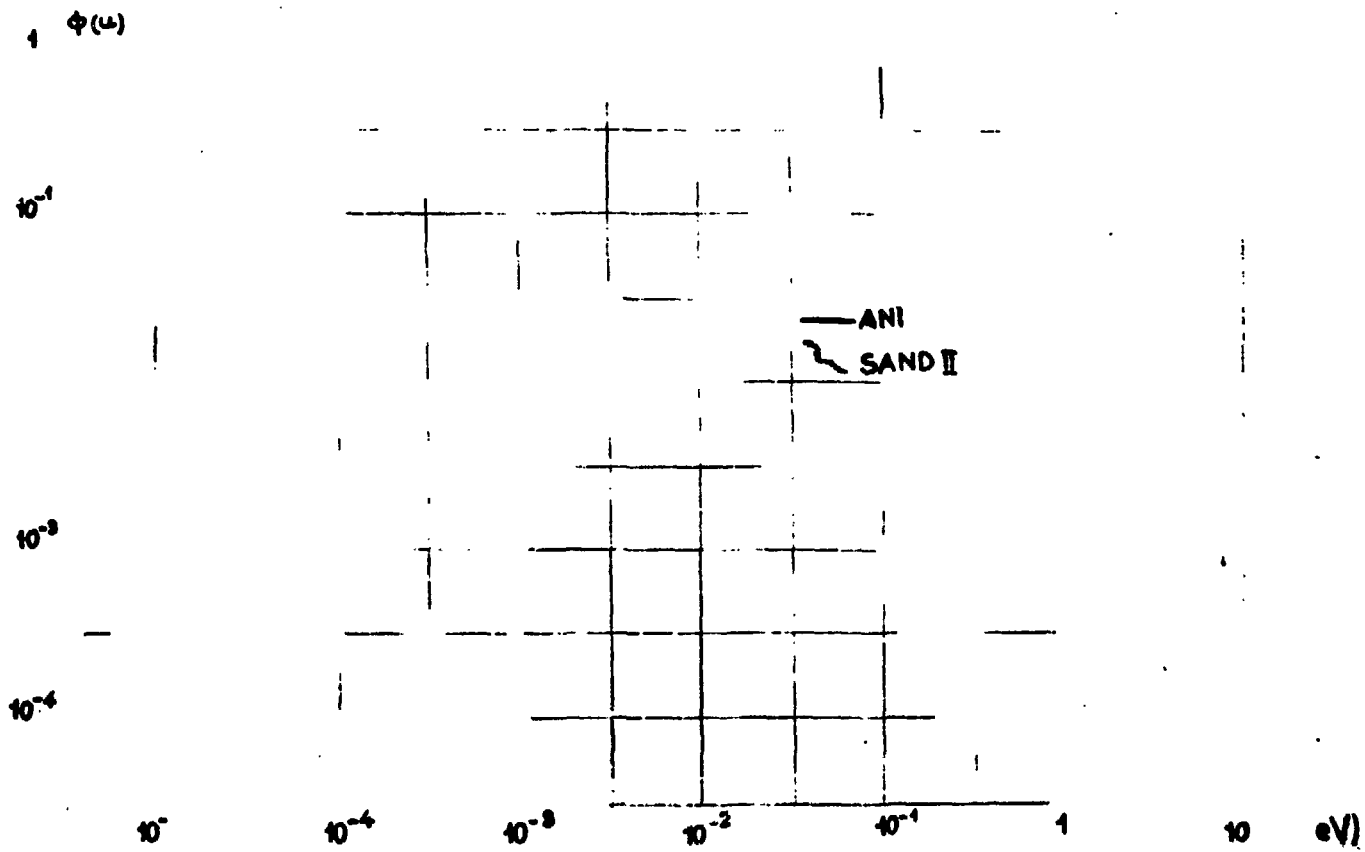


Fig. 7- Spectrul neutronic calculat cu codul ANISN (1.2) (date END/B \bar{z}), si determinat cu codul SAND II