

ROLE DE LA BANQUE DE DONNEES DE L'AEN DANS LE DOMAINE DES CODES DE CALCUL EN RADIOPROTECTION, RADIOPHYSIQUE ET DOSIMETRIE

I. Kodeli, E. Sartori

OECD NEA-DB, 12 Bd des Iles, 92130 Issy-les-Moulineaux, France

Mission de la Banque de données de l'AEN

L'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) est une agence spécialisée de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE). L'AEN a pour mission d'aider ses pays membres à maintenir et à approfondir, par l'intermédiaire de la coopération internationale, les bases scientifiques, technologiques et juridiques indispensables à une utilisation de l'énergie nucléaire à des fins pacifiques qui soit sûre, économique et respectueuse de l'environnement.

Aujourd'hui, l'AEN compte 28 pays membres d'Europe, d'Amérique du Nord et de la région Asie-Pacifique : Allemagne, Espagne, Italie, République slovaque, Australie, Finlande, Japon, Suède, Autriche, France, Luxembourg, Suisse, Belgique, Grèce, Mexique, République tchèque, Canada, Hongrie, Norvège, Turquie, Corée, Islande, Pays-Bas, Royaume-Uni, Danemark, Irlande, Portugal, États-Unis.

L'AEN permet à chaque pays membre d'avoir accès à l'expérience des autres et ainsi d'augmenter substantiellement la valeur de ses ressources dans ce domaine. Les pays membres ont ainsi confié à la **Banque de données de l'AEN** certains projets scientifiques et lui ont transféré des fonctions qu'il est moins coûteux d'exercer dans un cadre international telle la collecte des données nucléaires ou celle des programmes de calcul. Plusieurs pays ont pu ainsi se dispenser d'avoir un centre national dans ce domaine.

La Banque de données de l'AEN, basée à Issy-les-Moulineaux, constitue pour ses pays membres le centre international de référence en ce qui concerne les outils nucléaires de base tels que des programmes de calculs et des constantes nucléaires validées, et offre un service direct à ses utilisateurs. Environ 4000 programmes de calcul, bibliothèques de données nucléaires et expériences intégrales sont distribués chaque année.

L'AEN travaille en collaboration étroite avec l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) à Vienne, une agence spécialisée des Nations Unies, ainsi qu'avec la Commission européenne. Au sein de l'OCDE, elle coordonne ses activités avec celles de l'Agence internationale de l'énergie et de la Direction de l'environnement et, le cas échéant, établit des contacts avec d'autres directions. Les échanges avec le Canada et les États-Unis sont également assurés par des dispositions spécifiques.

Domaines d'activité

1. Distribution de codes de calcul

Le rôle principal de la Banque de données est d'acquérir, valider et distribuer des données nucléaires de base, des programmes de calculs couvrant la plupart de travaux de recherche et de développement du secteur nucléaire, ainsi que des expériences intégrales. L'évolution de la distribution de codes et d'expériences intégrales est donnée dans la Fig. 1. La répartition de la distribution par thème et type d'utilisateur est donnée en Fig. 2.

La liste des codes de calcul distribués par la Banque de données peut être consultée sur le site Internet <http://www.nea.fr/html/dbprog/search.htm>. Les codes peuvent être recherchés soit par mots clefs (voir l'exemple donné dans le Tableau 1) soit par l'un des thèmes suivants :

- A. Cross section and resonance integral calculations - nuclear models
- B. Spectrum calculations, generation of group constants, lattice and cell problems
- C. Static design studies
- D. Depletion, fuel management, cost analysis, and power plant economics
- E. Space-independent kinetics
- F. Space-time kinetics, coupled neutronics-hydrodynamics-thermodynamics and excursion simulations
- G. Radiological safety, hazard and accident analysis
- H. Heat transfer and fluid flow
- I. Deformation and stress distributions, structural analysis, and engineering design studies
- J. Gamma heating and shield design
- K. Reactor systems analysis
- L. Data preparation
- M. Data management
- N. Subsidiary calculations
- O. Experimental data processing
- P. General mathematical and computing system routines
- Q. Materials
- R. Environmental and earth sciences
- T. Electronics. Engineering equipment, and energy systems studies
- U. Chemistry
- V. Particle accelerators and high voltage machines
- W. Physics
- X. Magnetic fusion research
- Y. Integral experiments data, databases, benchmarks
- Z. Data

2. Expériences intégrales

Même si les codes de calcul sont souvent des outils puissants, il est essentiel de qualifier et valider les modèles utilisés et leurs domaines de validité en utilisant des benchmarks expérimentaux. Plusieurs bases de données expérimentales ont été mises au point afin de préserver l'information sur les expériences effectuées dans les domaines de radioprotection, criticité et sûreté d'installations nucléaires :

- SINBAD (Shielding Experiments Data Base) : expériences intégrales de blindage contre le rayonnement concernant la fission (tel que la surveillance des cuves des REP), la fusion et les accélérateurs (<http://www.nea.fr/html/science/shielding/sinbad/sinbadis.htm>)

- IRPhE (International Reactor Physics Benchmark Experiments Project) : données sur des expériences d'assemblage (réseau de crayons), des configurations de cœurs du réacteur hétérogènes, des expériences lors du démarrage des réacteurs, des expériences d'irradiation, des produits de fission etc... (<http://energy.inel.gov/nuclear/irpheap/>)
- IFPE (International Nuclear Fuel Performance Experiments Database) : expériences du comportement du combustible (<http://www.nea.fr/html/science/fuel/ifpelst.html>).
- ICSBEP (International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments) : expériences critiques avec des matériaux fissiles tels que l'uranium (enrichi et appauvri), le plutonium, MOX, U-233 etc... (<http://icsbep.inel.gov/icsbep/>).
- CCVM (CSNI Code Validation Matrix of Thermal-Hydraulic Codes for LWR LOCA and Transients) : expériences relatives aux circuits hydrauliques des centrales nucléaires (<http://www.nea.fr/html/dbprog/ccvm/index.html>).

3. Conférences et séminaires

Pour aider les utilisateurs, l'AEN organise des séminaires et des cours de formation sur les codes de calcul qu'elle distribue. Par exemple, les séminaires suivants ont eu lieu en 2003 : PENELOPE et PENELOPE-2003, MCNP5 (niveaux intermédiaire et débutant), MCNPX (niveau intermédiaire), TOUGH, SCALE (niveau intermédiaire) et transport de particules à 3D (outils déterministes et M/C).

En 2004 sont prévus plusieurs séminaires couvrant les domaines de transport de radiation, radioprotection, dosimétrie et physique des réacteurs. Plus d'informations sont disponibles sur le site <http://www.nea.fr/html/science/meetings/index.html>.

La Banque de données organise, en collaboration avec d'autres sociétés, des congrès internationaux dans le domaine nucléaire. Voici quelques exemples de conférences et de réunions sponsorisées par la Banque de données :

- QUADOS (Intercomparison on the Usage of Computational Codes in Radiation Dosimetry), 14 - 16 juillet 2003, Bologna, Italie, (<http://www.nea.fr/download/quados/quados.html>)
- International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications (SNA'2003), 22-24 septembre 2003, Paris, France (<http://sna-2003.cea.fr/>)
- The 7th International Conference on Nuclear Criticality Safety (ICNC2003), 20-24 octobre 2003, Tokai Research Establishment, JAERI, Tokai-mura, Japan (<http://www.icnc.jp/>)
- GLOBAL 2003 Conference, 16-20 novembre 2003, New Orleans, Louisiana, USA (<http://fcwmd.ans.org/global2003/>)
- Seminar on Pellet-Clad Interaction (PCI) in Water Reactor Fuels, 8-11 mars 2004, Aix-en-Provence, France

- Tenth International Conference on Radiation Shielding (ICRS-10) with ANS Topical on Radiation Protection & Shielding (RP&S), 9-10 Mai 2004, Madeira Island, Portugal (<http://www.itn.mces.pt/ICRS-RPS/>)

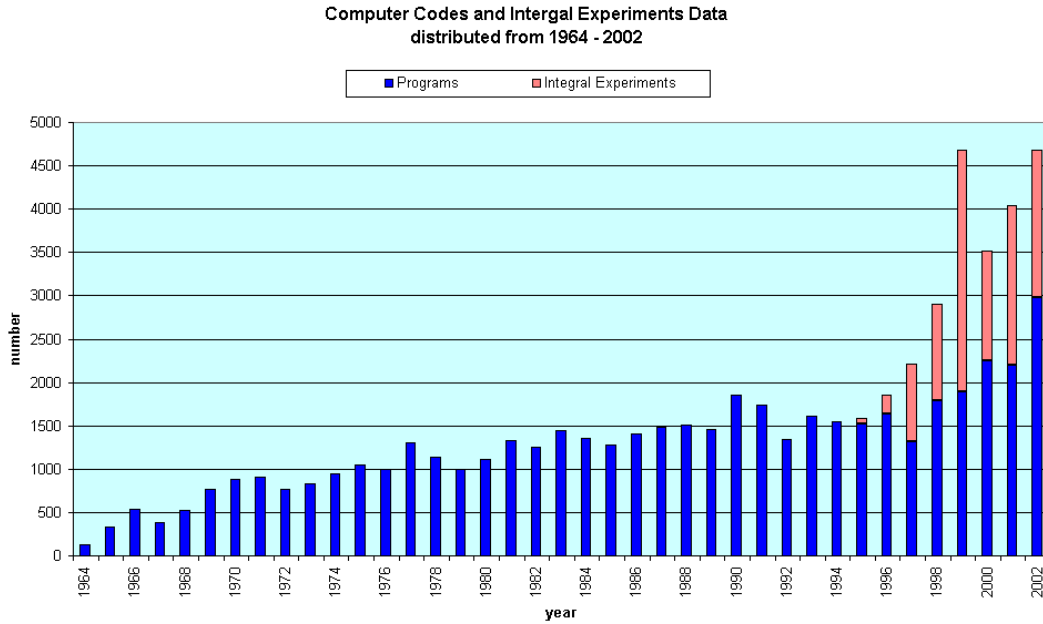


Figure 1 : Evolution de la distribution des codes de calculs depuis 1964.

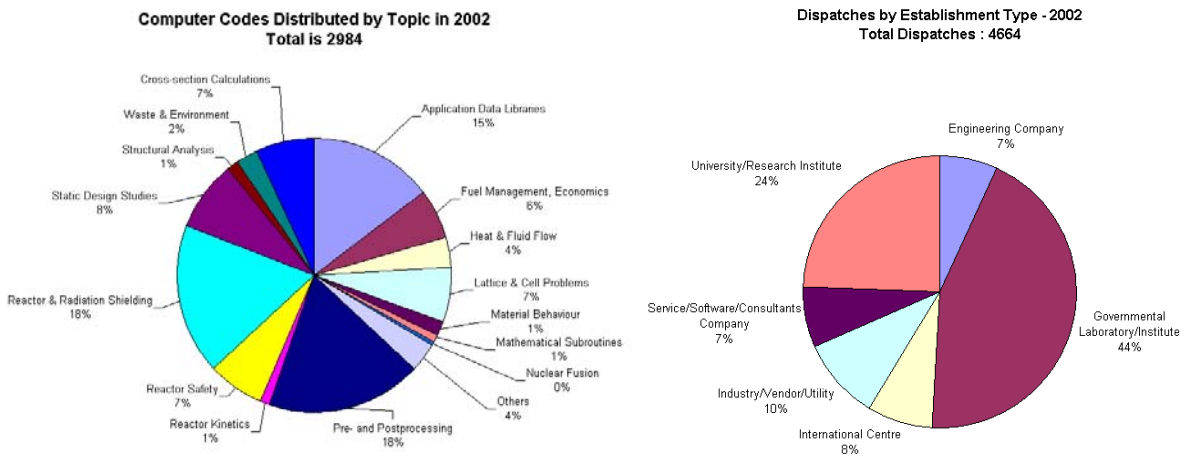


Figure 2 : Répartition de la distribution par thème et type d'utilisateur.

INFORMATION TYPE

TOPICS

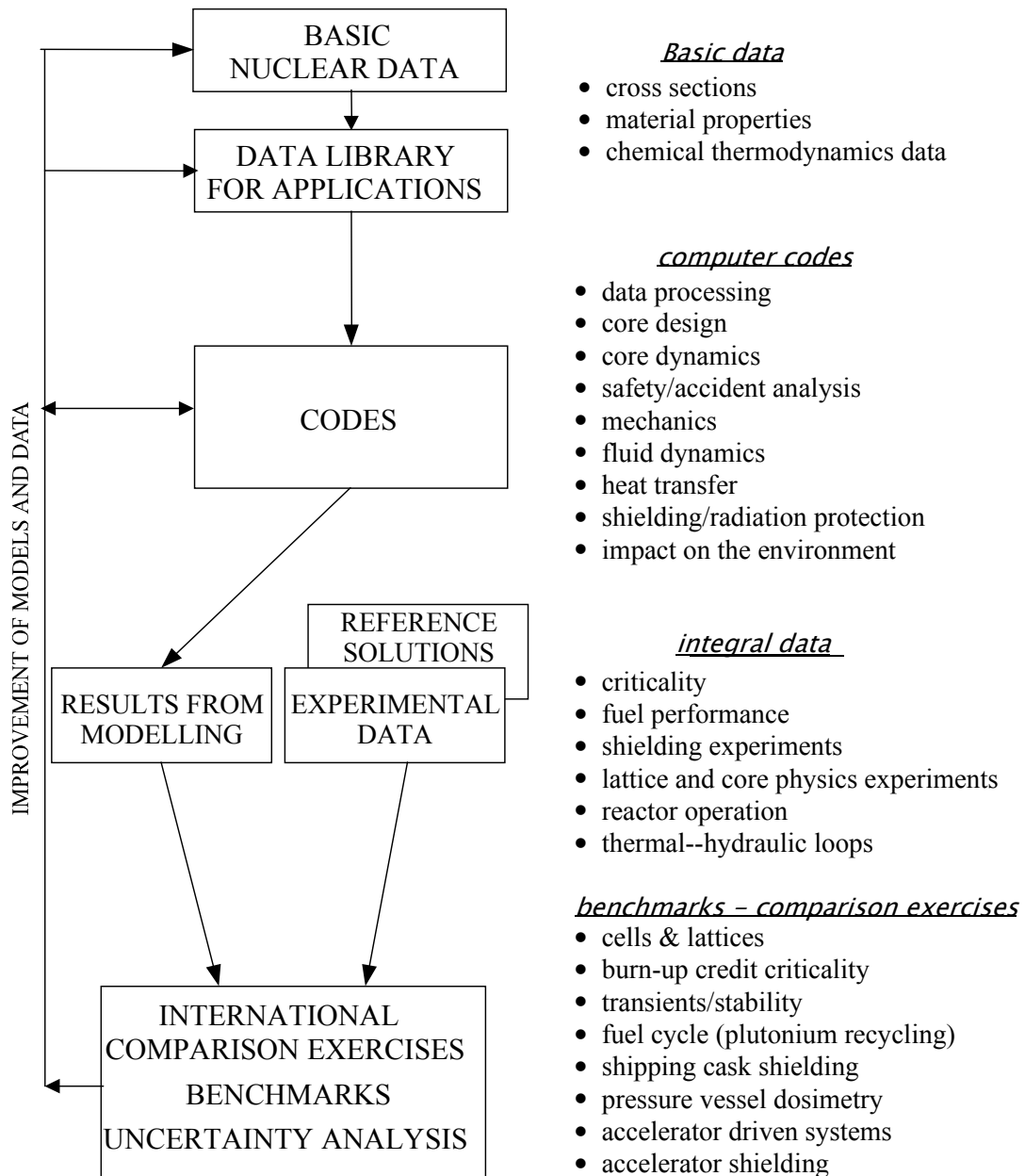


Figure 3 : Procédures de validation et d'amélioration des modèles de calcul.

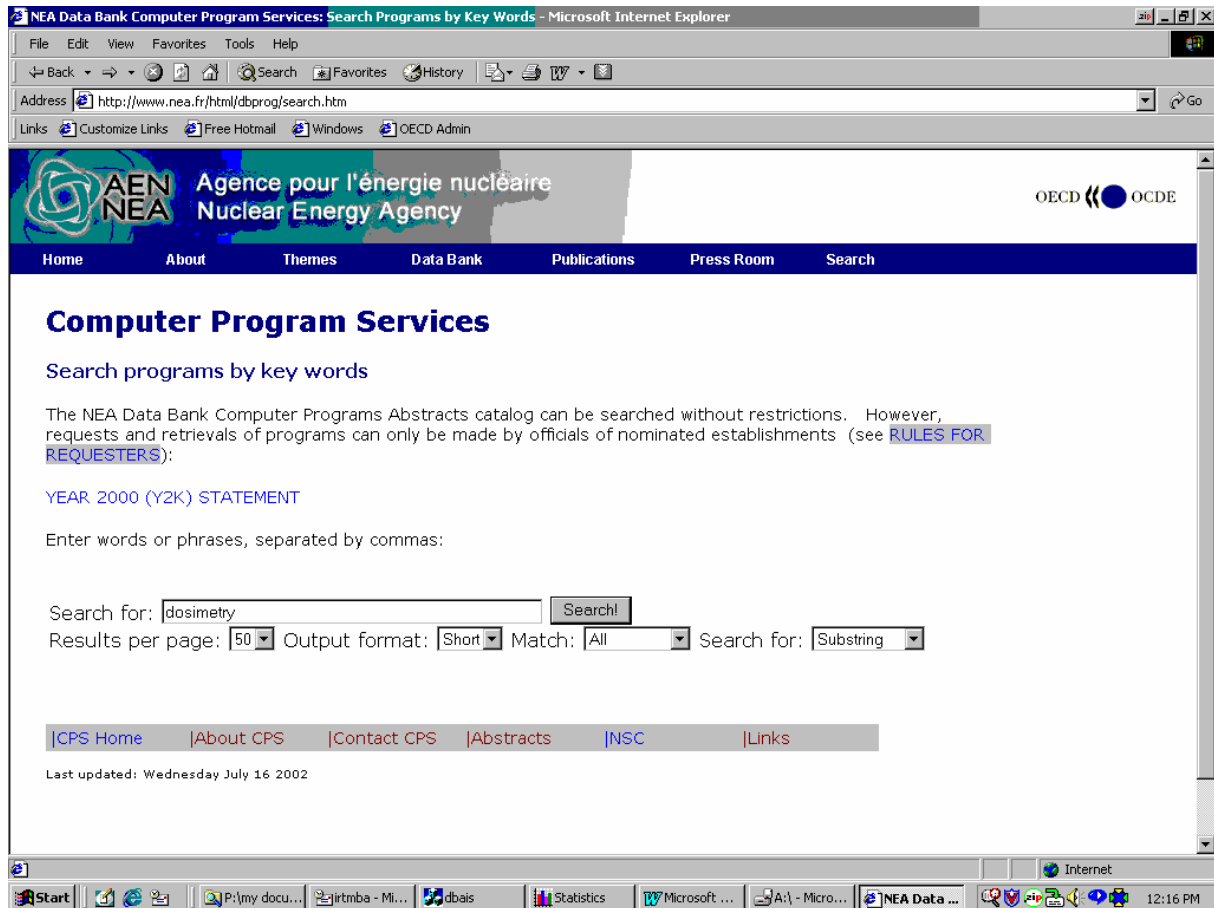


Tableau 1: Liste des codes de calculs concernant la dosimétrie (résultat de la recherche sur <http://www.nea.fr/html/dbprog/search.htm> en utilisant le mot clef "Dosimetry")

Identification	Name & Function
CCC-0651:	ICOM, Ion Radiation Transport Calculation for Shielding and Dosimetry
PSR-0233:	LSL-M2, Neutron Spectra Log Adjustment for Dosimetry Applications
PSR-0191:	EDISTR, Nuclear Data Base Generator for Internal Radiation Dosimetry Calculation
PSR-0113:	STAY-SL, Dosimetry Unfolding with Activation, Dosimetry, Flux Error Calculation
NESC1088:	UMIBIO, U Mill Bioassay Dosimetry Model
NEA-1624:	ZZ JENDL/D-99, JENDL Dosimetry Cross-Sections Data Library and Graphical Representations
IAEA1378:	INDOSE V2.1.1, Internal Dosimetry Code Using Biokinetics Models
IAEA1277:	ZZ PRONDOS, Evaluations of Selected Neutron Activation Reactions for Dosimetry
IAEA0953:	BASACF, Integral Neutron Spectra Adjustment and Dosimetry
IAEA0867:	ZZ IRDF-82, 620-Group Cross-Section Library and Spectra for Dosimetry Calculation in ENDF-5 Format ZZ IRDF-90, 640-Gr
DLC-0202:	ZZ NUCDECAYCALC, Nuclear Decay Data for Radiation Dosimetry Calculation for ICRP
DLC-0178:	ZZ SNLRML, Dosimetry Cross-Section Recommendations
DLC-0172:	ZZ NUCDECAY, Nuclear Decay Data for Radiation Dosimetry Calculation for ICRP and MIRD
DLC-0090:	ZZ DOSCOV, 24-Group Covariance Data Library from ENDF/B-V for Dosimetry Calculation
DLC-0080:	ZZ DRALIST, Radioactive Decay Data for Dosimetry and Hazard Assessment
CCC-0648:	GENII-S, Environmental Radiation Dosimetry System
CCC-0601:	GENII-1.485, Environmental Radiation Dosimetry System
PSR-0345:	SNL-SAND-II, Neutron Flux Spectra from Multiple Foil Activation Analysis
PSR-0277:	LEPRICON, PWR Vessel Dose Analysis with DORT and ANISN Program
PSR-0261:	MICAP, Ionization Chamber Detector Response by Monte-Carlo
PSR-0173:	BON, Unfolding of Multisphere Spectrometer Neutron Spectra
PSR-0171:	NJOY91, General ENDF/B Processing System for Reactor Design Problems

NESC9460:	MILDOS-AREA, Radiological Impact of Airborne U238 from Mining and Milling
NESC0824:	UDAD, Radiation Exposure to Man at Uranium Processing Plant
NEA-1688:	SACALC, Calculates the average solid angle for source-detector geometries
NEA-1668:	ZZ-MCB-EAF99, MCB Continuous-Energy Neutron Cross Section Libraries for Temperatures from 300 to 1800 K.
NEA-1655:	ZZ-MCB63NEA.BOLIB, MCNP Cross Section Library Based on ENDF/B-VI Release 3
NEA-1649:	ZZ-KASHIL-E6, 175 N, 42 Gamma Groups Cross Sections in MATXS Format Based on ENDF/B-VI.5 for Shielding Applications
NEA-1644:	ZZ-DECDC, Nuclear Decay Data Files for Dose Calculation
NEA-1643:	MCB1C, Monte-Carlo Continuous Energy Burnup Code
NEA-1616:	ZZ-MCJEF22NEA.BOLIB, MCNP Cross Section Library Based on JEF-2.2
NEA-1559:	SINBAD-HBR-2/PVB, H.B.Robinson-2 Pressure Vessel Benchmark
NEA-1553:	SINBAD FUSION, Neutronics Benchmark Experiments
NEA-1517:	SINBAD REACTOR, Shielding Benchmark Experiments
NEA-1264:	ZZ VITAMIN J/COVA, Covariance Matrix Data Library for Uncertainty Analysis
NEA-1139:	UNC32/33, Covariance Matrices from ENDF/B-5 Resonance Parameter Uncertainties
NEA-1126:	COLLI-PTB, Neutron Fluence Spectra for 3-D Collimator System by Monte-Carlo
NEA-0827:	ZZ DOSCROS, Neutron Cross-Section Library for Spectra Unfolding and Integral Parameter Evaluation
NEA-0823:	NEUPAC, Experimental Neutron Spectra Unfolding with Sensitivities
NEA-0817:	ENTOSAN, 640 Group Constant Calculation with Resonance from ENDF/B
NEA-0694:	DANTE, Activation Analysis Neutron Spectra Unfolding by Covariance Matrix Method
NEA-0610:	WEERIE, Radioactive Release from Reactor to Cooling Circuit and Atmosphere
IAEA1388:	FOTELP-2K3, Photons, Electrons and Positrons Transport in 3D by Monte Carlo Techniques
IAEA1382:	SRNA-2KG, Proton Transport Using 3-D by Monte Carlo Techniques
IAEA1279:	ZZ NMF-90, Database for Neutron Spectra Unfolding
IAEA1269:	DIFBAS, Spectra Unfolding of Ne213 P Recoil Detectors
IAEA0849:	GROUPIE2002, Bondarenko Self-Shielded Cross Sections from ENDF/B
ESTS0579:	REMIT, Radiation Exposure Monitoring and Information Transmittal System
DLC-0211:	ZZ-UTXS6, MCNP Continuous-Energy Neutron Cross Section Libraries for Temperatures from 300 to 1365 K.
DLC-0205:	ZZ MCNPXDATA, Neutron, Photon, Electron, and Proton Data Libraries for MCNPX 2.3.0 or 2.4.0
DLC-0200:	ZZ MCNPDATA, Standard Neutron, Photon and Electron Data Libraries for MCNP-4C and MCNP4C2
DLC-0189:	ZZ MCNPXS, Neutron, Photon Cross-Section Data Library from ENDF/B-V for MCNP-4B
DLC-0185:	ZZ-BUGLE-96, Multigroup Coupled Neutron Gamma Cross-Section for LWR Shielding Calculation
DLC-0184:	ZZ VITAMIN-B6, Fine-Group Cross-Section Library from ENDF/B-VI.3 for Radiation Transport
DLC-0164:	ZZ UNGER, Effective Dose Equivalent Data for Selected Isotopes
DLC-0144:	ZZ DOSEDAT-DOE, Dose-Rate Conversion Factors for External Photon, Electron Exposure
DLC-0130:	ZZ DABL69, 46-Group Neutron, 23-Group Gamma Cross-Section in ANISN Format from ENDF/B-V
DLC-0113:	ZZ VITAMIN-E, 174-Group Neutron, 38-Group Gamma Cross-Section in AMPX Format
CCC-0715:	MCNPX 2.4.0, Monte Carlo N-Particle Transport Code System for Multiparticle and High Energy Applications.
CCC-0701:	MCNP4C2, Coupled Neutron, Electron Gamma 3-D Time-Dependent Monte Carlo Transport Calculations
CCC-0700:	MCNP-4C, Coupled Neutron, Electron Gamma 3-D Time-Dependent Monte Carlo Transport Calculations
CCC-0632:	RBD, Doses from Radionuclide Inhalation, Ingestion, Wound Uptake from Bioassays
CCC-0581:	FOTELP/EM, 3-D Monte-Carlo Photon, Electron, Positron Transport in Magnetic Field
CCC-0542:	CAP-88, Dose Risk Assessment from Air Emissions of Radionuclides
CCC-0112:	SAND-2, Neutron Flux Spectra from Multiple Foil Activation Experiment

Pour plus d'information sur la Banque de données de l'AEN

Data Bank Computer Program Services

<http://www.nea.fr/html/dbprog/>

Nuclear data :

<http://www.nea.fr/html/dbdata/>

Thermochemical Database Project (TDB)

<http://www.nea.fr/html/dbtdb/cgi-bin/tbdbocproc.cgi>