

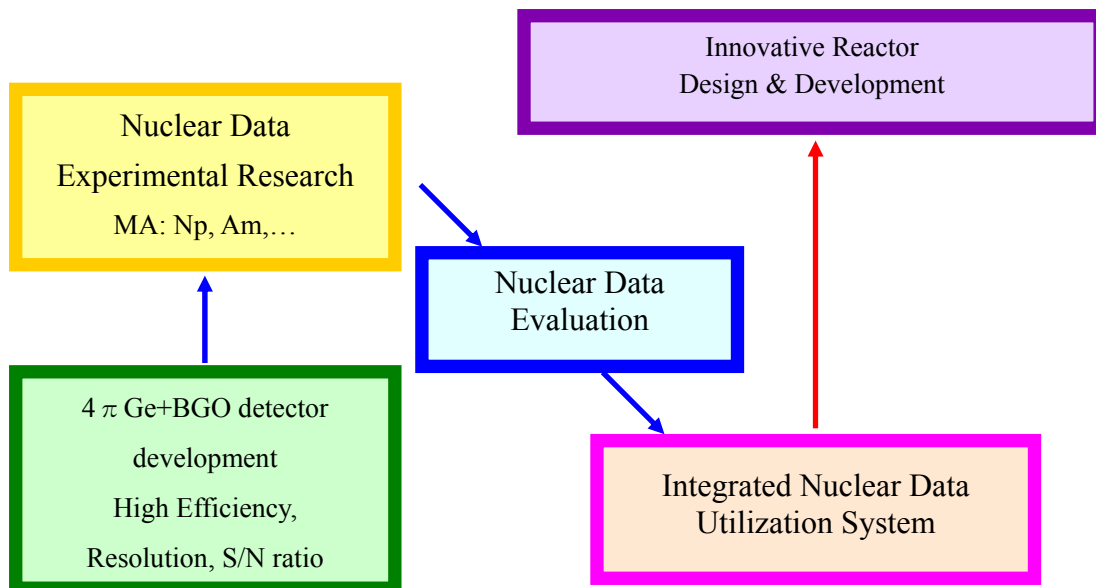
## 核データ・炉物理特別会合 (1)

### 総合核データ利用システム (核データ加工・利用システム)

住友原子力工業株式会社  
山野直樹、市瀬 潤、小迫和明  
yamano@sae.co.jp

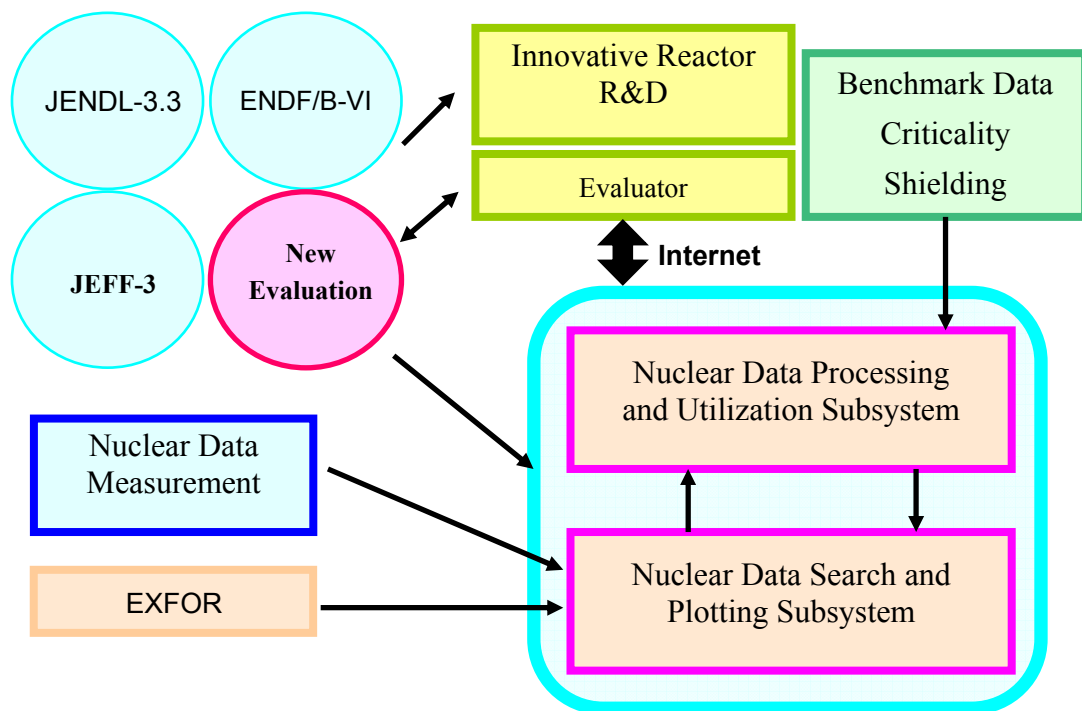
#### 1. 序

総合核データ利用システムの研究開発は、文部科学省の「革新的原子力システム技術開発公募事業」の 1 事業である、「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」の一部であり、平成 14 年度より 5 ヶ年計画で開始された。「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」は、革新的原子炉の開発に対応すべく、高精度核データ測定を可能にする革新的実験技術を開発し、MA 等について系統的な高精度核データを取得するとともに、得られた実験データを基に核データ評価を行い、我が国の JENDL 等の核データライブラリーに格納し、核データの加工・利用を支援するための「総合核データ利用システム」を開発することを目的とする。研究開発全体の予算総額は 5 年間で 7 億 6 千万円であり、このうち総合核データ利用システムの研究開発には 1 億 4 千万円が計上されている。研究開発全体の流れを Fig. 1 に示す。



**Fig. 1** A schematic view of the Fundamental R&D on Neutron Cross Sections for Innovative Reactors using Advanced Radiation Measurement Technology

総合核データ利用システムは、核データの利用高度化の一環として、革新炉開発のための炉心設計や原子炉施設遮蔽設計等の核データエンドユーザーへのデータ直結を目指した、インターネット上での核データポータルサイトの提供であり、利用者（革新炉開発者）に優しい核データの総合利用システムの構築を目指している。全体システム開発を3部門に分け、「システム検討・試作」を日本原子力研究所（原研）が、「検索・作図システム」を北海道大学・原研が、「加工・利用システム」を住友原子力・原研が担当している。総合核データ利用システムを Fig. 2 に示す。



**Fig. 2** System flow of the Integrated Nuclear Data Utilization System

「検索・作図システム」は、実験データベース EXFOR<sup>1)</sup>や核データファイル JENDL-3.3<sup>2)</sup>、ENDF/B-VI<sup>3)</sup>、JEFF-3<sup>4)</sup>のデータ検索を行い、利用者の要求に応じてデータのリスト出力並びに作図を行うシステムである。

「加工・利用システム」は、革新的原子力システム開発に必要とされる高度な炉設計及び安全性評価計算のために要求される形式に核データを加工し、利用者に提供するとともに核データの検証のためのベンチマーク問題を組み込んだシステムである。

総合核データ利用システムは、原研核データセンターに整備される PC-Linux サーバーで運用され、インターネットを経由して利用者に WWW サービスを提供する。システムはモジュラー化されたコードシステムであり、GUI (Graphical User Interface) を備えている。登録された利用者はユーザーID 及びパスワードで認証される。

利用者としては、革新炉設計研究者・技術者のみならず、核データ評価者も想定しており、革新炉の核設計並びに放射線遮蔽設計に対応するとともに、本システムを利用して核データ評価者自らが自分の評価した核データの検証を実施できるように考慮されている。平成 14 年度及び 15 年度では本システムのプロトタイプを開発し、ユーザーインターフェースや機能の検討を行っている。

## 2. 検索・作図システム

検索・作図システムは、EXFOR、JENDL-3.3、ENDF/B-VI、JEFF-3 等の核データ検索を行い、データのリスト出力及び作図を行うシステムであり、北海道大学が開発した DARPE (Data Retrieving and Plotting Engine)<sup>5)</sup>を基にして開発が進められている。DARPE のメイン画面を Fig. 3 に示す。利用者は任意の検索条件（著者名、文献名、年、入射粒子、標的核、反応形式等）を画面上で入力して検索を行う。データベースの中で一致するデータが存在する場合、その検索結果が Fig. 4 に示すようにリスト表示される。利用者は表示されたリストから必要なものを選択し、画面の中の“Plot”ボタンを押すと、Fig. 5 に示すようにグラフ表示される。

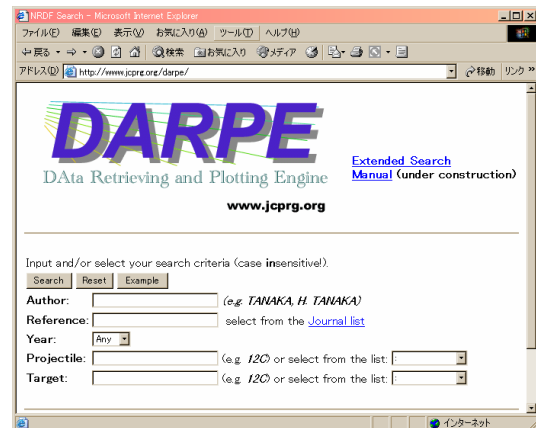


Fig. 3 The main menu of DARPE

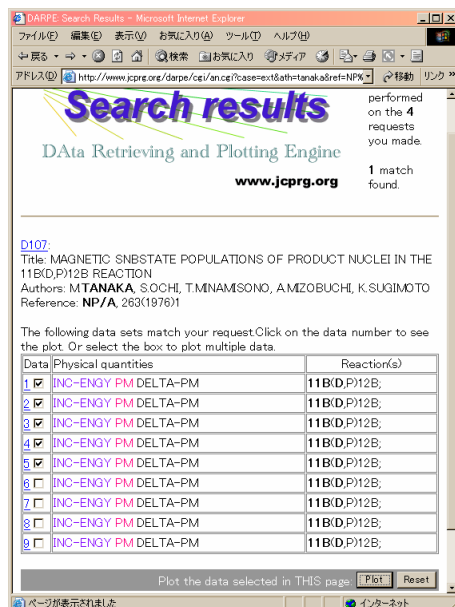


Fig. 4 A search result by DARPE

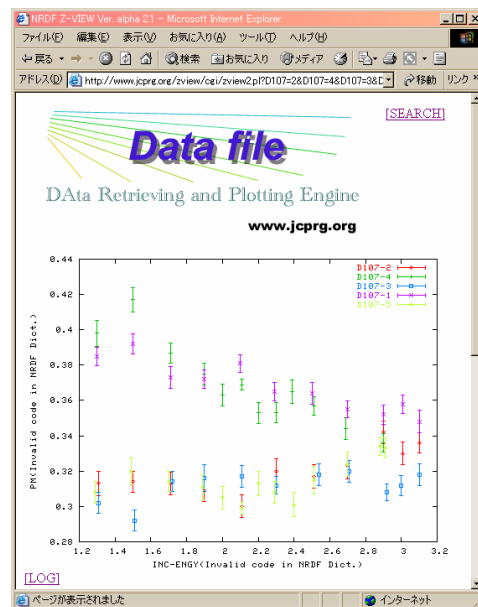


Fig. 5 A plot result by DARPE

### 3. 加工・利用システム

加工・利用システムは、JENDL-3.3、ENDF/B-VI、JEFF-3 等の ENDF-6 型式の核データを処理して、種々の断面積ライブラリーを作成するとともに核データの検証や革新炉における設計手法の確証のための臨界・遮蔽ベンチマークを実行するシステムである。加工・利用システムの特徴の一つは、核データの検証計算を行う機能であり、データベースより様々な臨界・遮蔽ベンチマーク問題を選ぶことができる。ベンチマーク問題は ICSBEP (International Criticality Safety Benchmark Problems) <sup>6)</sup>や SINBAD (Shielding Integral Benchmark Archive and Database) <sup>7)</sup>データベースより選択して格納される。また、革新炉の検証に有用となる今後行われるベンチマーク問題も容易にシステムに追加可能である。

断面積処理とベンチマーク問題に関する加工・利用システムの仕様を Table 1 に示す。断面積ライブラリー形式は代表的な最確コード (Best Estimate codes) に適用可能としている。

**Table 1** Specification of the nuclear data processing and utilization subsystem

Nuclear Data: ENDF-6 format JENDL-3.3, ENDF/B-VI, JEFF-3.0, JENDL/D-99, EAF-99, JENDL/ACT/PKA/KERMA
Library format: MCNP4C, MVP, SRAC, MATXS, COVERX, ORIGEN2
Processing code: NJOY99.81, LICEM, SRAC, PROF/G-B, ESPERANT
Processing parameter: energy group structure, temperature, background cross section, processing tolerance, order of Legendre coefficients, weighting spectrum, material composition, density, $S(\alpha, \beta)$ , reaction type, photon production, covariance
Benchmark problem: suitable problems retrieved from ICSBEP, SINBAD database, etc.
Criticality benchmark: U-235 thermal, U-233 thermal, MOX thermal, MOX fast TCA, TRX, STACY, TRACY, JRR-4, GODIVA, FLATTOP, JEZEBEL, FCA, ZPPR, JOYO
Shielding benchmark: O, Na, Al, Si, Ti, V, Cr, Fe, Co, Ni, Cu, Zr, Nb, Mo, W, Hg SDT, ORNL, FNS, ASPIS, KfK, OKTAVIAN, IPPE, NIST, JASPER

加工・利用システムは断面積処理とベンチマーク実行の 2 つの部分に分かれている。システムのメイン画面を Fig. 6 に示す。利用者が断面積処理を選択すると、Fig. 7 に示すライブラリー形式の選択画面が表示される。ここでは、Pointwise 形式か Groupwise 形式のいずれかを選択する。Figs. 8(a)から(c)に、Pointwise 形式を選択した場合の一連の核データとライブラリー形式の選択・指定手順を示す。

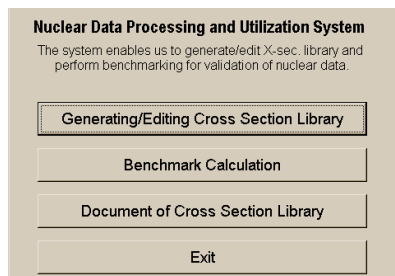


Fig. 6 The main menu of the nuclear data processing and utilization subsystem

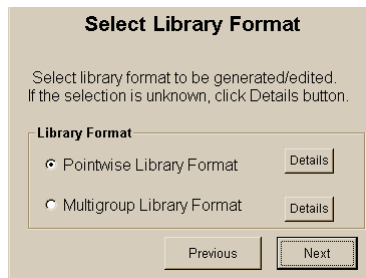
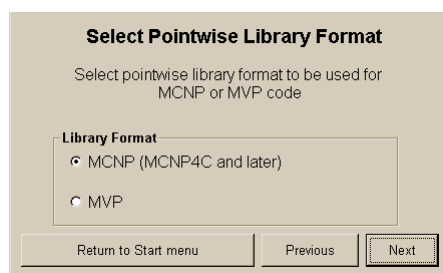


Fig. 7 A selection menu of the cross-section library format

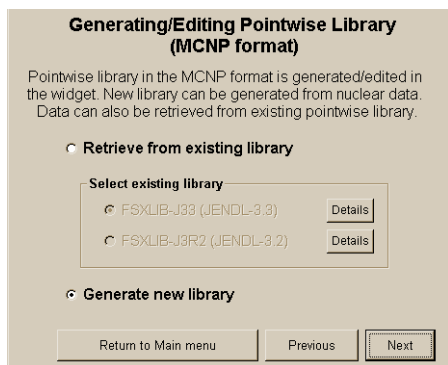
Fig. 8(a)では、MCNP4C<sup>8)</sup>か MVP<sup>9)</sup>のライブラリー形式を選択する。Fig. 8(b)では、新規にライブラリーを作成するか、既存のライブラリーを編集するかの選択を行う。Fig. 8(c)では核データを JENDL、ENDF/B、JEFF から選択する。Fig. 9(a)から(c)には、核種の選択を含む断面積の処理条件の指定手順を示す。Fig. 9(a)では、処理したい核種をリストから選択する。Fig. 9(b)では温度、処理精度、核種の ID 識別番号等の処理条件を指定する。処理条件の指定が完了すると Fig. 9(c)に示すように確認画面が表示される。

断面積処理は時間を要するため、システム負荷を考慮して、利用者に処理 ID 番号を通知した後、バックグラウンドで断面積処理を実行し、利用者のセッションを閉じる。処理が終了すると、システムは利用者に電子メールで通知する。利用者はその後の処理手順に進むことが可能である。

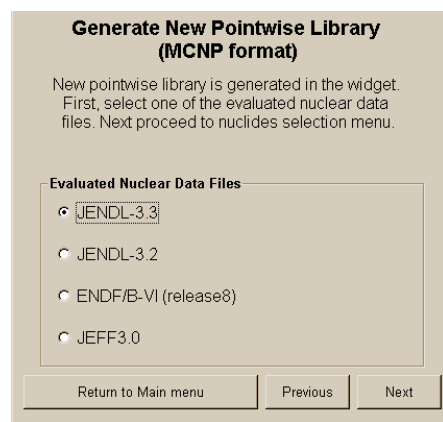
Groupwise（群定数）ライブラリーを作成する手順も Pointwise 形式の場合とほぼ同じである。



(a) A selection menu of library format

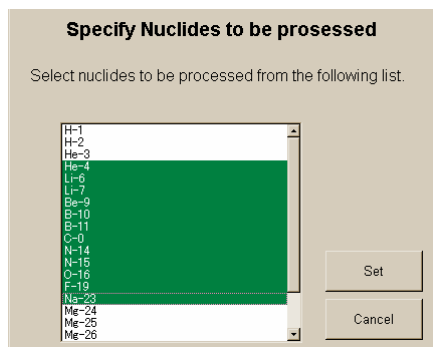


(b) A selection menu of library generation or editing

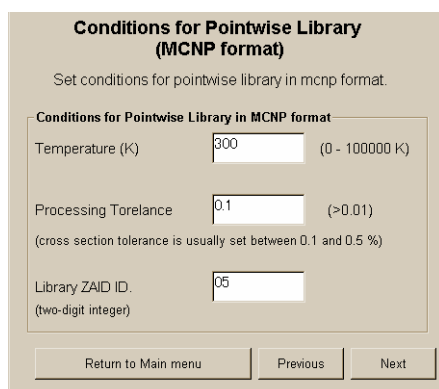


(c) A selection menu of nuclear data

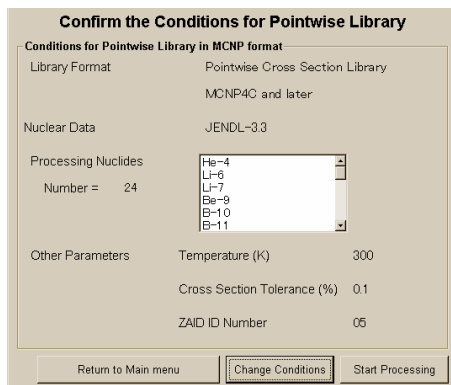
Fig. 8 A selection menu of cross-section generation/editing



(a) A selection menu of nuclides

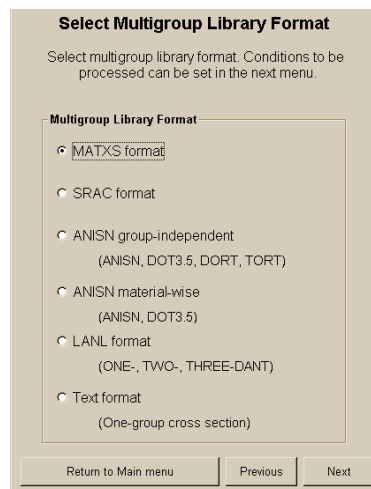


(b) A menu of processing conditions

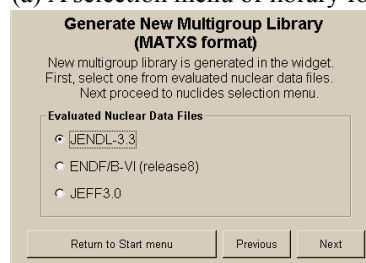


(c) A confirmation menu of processing

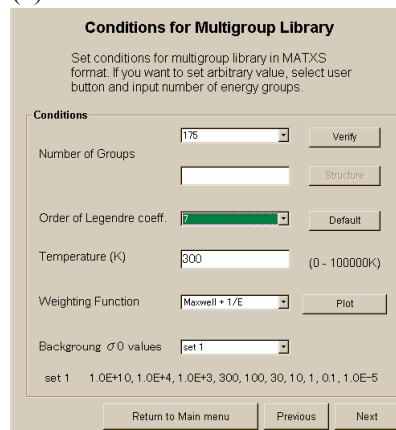
**Fig. 9** A selection menu of processing nuclides and conditions



(a) A selection menu of library format



(b) A selection menu of nuclear data



(c) A menu of processing conditions

**Fig. 10** A selection menu of cross-section generation/editing for group constants

MATXS 形式<sup>10)</sup>の群定数ライブラリー作成手順を Fig. 10(a)から(c)に示す。Fig. 10(a)に示すように種々の群定数ライブラリー形式を選択することができる。Fig. 10(b)では、処理したい核データをリストから選択する。Fig. 10(c)ではエネルギー群構造、温度、Legendre 係数の次数、重み関数、背景断面積等の処理条件を指定する。

利用者が Fig.6 に示すメイン画面において、ベンチマーク計算を選択すると、Fig. 11 に

示す画面が表示される。ベンチマーク実行ボタンでは新規のベンチマーク計算を実行する。確認ボタンは、後述するように既に実行されたベンチマーク計算結果を確認するために用いられる。利用者が前者のベンチマーク計算を選択すると Fig. 12 に示す画面が表示される。この画面では遮蔽または臨界ベンチマークの選択を行う。遮蔽ベンチマークを選択した場合には、Fig. 13 に示す画面の上面だけが表示される。遮蔽ベンチマークでは、問題は元素あるいは物質毎に分類されており、利用者が元素名として鉄を入力すると、本システムに格納され実行可能なベンチマーク問題の一覧が Fig. 13 の下部に表示される。Fig. 13 では鉄に対する多くのベンチマーク問題が表示され、利用者はこの中から適切な問題を実行することができる。例として、ORNL SDT-1 問題を選択した時には、Fig. 14 に示す確認画面が表示される。

ベンチマーク計算は一般に多くの処理時間を要するため、断面積処理の場合と同様に、システム負荷を考慮して、利用者に処理 ID 番号を通知した後、バックグラウンドでベンチマーク計算を実行し、利用者のセッションを閉じる。処理が終了すると、システムは利用者に電子メールで通知する。利用者はその後、Fig. 11 のベンチマーク確認の手順に進むことが可能である。

ベンチマーク計算が完了した後、Fig. 11 のベンチマーク確認ボタンをクリックすると Fig. 15 に示す画面が表示される。この中で、20.32 cm 位置の “Plot Graph” をクリックすると Fig. 16 に示す図が表示される。

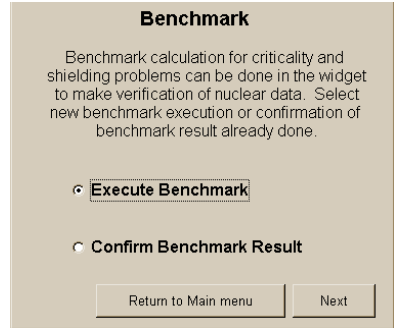


Fig. 11 A selection menu of benchmarks

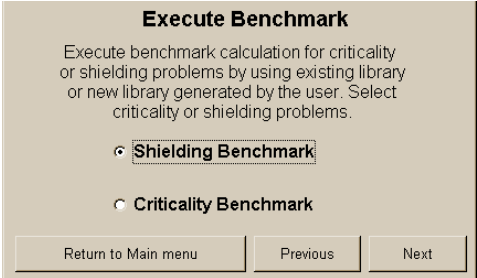


Fig. 12 A selection menu of benchmark execution

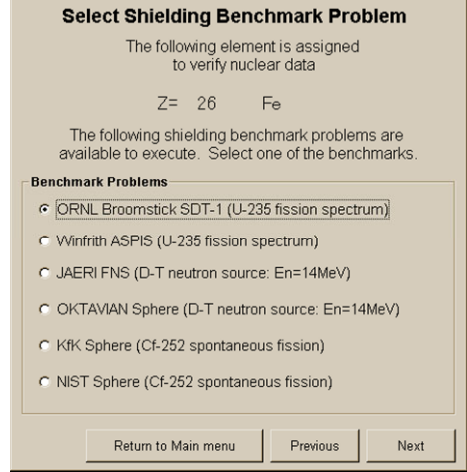


Fig. 13 A selection of shielding benchmarks

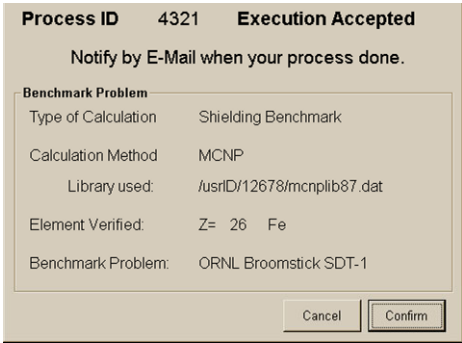


Fig. 14 A confirmation of shielding benchmark calculation

**View Benchmark Result ( Plot Graph, Output List)**

Process ID 4321

**Benchmark Problem**

Type of Calculation	Shielding Benchmark
Calculation Method	MCNP
Library used:	/usrID/12678/mcnplib87.dat
Element Verified:	Z= 26 Fe
Benchmark Problem	ORNL Broomstick SDT-1

Select position to be outputted.

☒ Penetration 20.32 cm

☐ penetration 30.48 cm

**Fig. 15** A result of the SDT-1 shielding benchmark calculation

**Select Calculation Code**

Select calculation method for criticality benchmark

☒ MCNP

☐ MVP

☐ SRAC

**Fig. 17** A selection of calculation method for criticality benchmarks

**Select Criticality Benchmark Problem**

The following reactor type is assigned to verify nuclear data

U-235 Thermal

The following criticality benchmark problems are available to execute. Select one of the benchmarks.

**Benchmark Problems**

☒ TCA U150

☐ TCA U183

☐ TCA U248

☐ STACY Run29

☐ TRACY Run64

☐ JRR-4

**Fig. 19** A selection of criticality benchmark problem

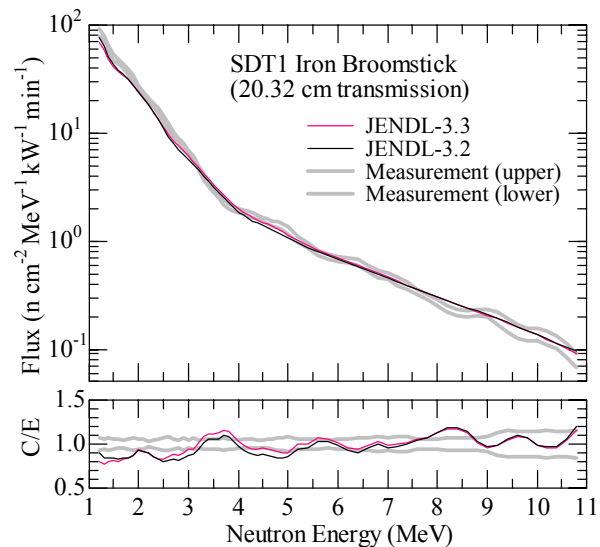
**Process ID 69834 Execution Accepted**

Notify by E-Mail when your process done.

**Benchmark Problem**

Type of Calculation	Criticality Benchmark
Calculation Method	MCNP
Library used:	/usrID/12678/mcnplib87.dat
Reactor Type:	U-235 Thermal
Benchmark Problem:	TCA U248

**Fig. 21** A confirmation of criticality benchmark result



**Fig. 16** A plot result of the SDT-1 shielding benchmark<sup>11)</sup>

**Select Reactor Type**

Select reactor type for criticality benchmark

☒ U235 Thermal

☐ U233 Thermal

☐ Fast

**Fig. 18** A selection of reactor type of criticality benchmarks

**Confirm Benchmark Conditions**

**Benchmark Problem**

Type of Calculation	Criticality Benchmark
Calculation Method	MCNP
Library used:	/usrID/12678/mcnplib87.dat
Reactor Type:	U-235 Thermal
Benchmark Problem:	TCA U248

**Fig. 20** A confirmation of execution for criticality benchmark calculation



利用者が Fig. 12 の画面で臨界ベンチマークを選択すると、Fig. 17 に示す計算手法の選択画面が表示される。臨界ベンチマークでは、問題は Fig. 18 に示すように炉型毎に分類される。炉型を選択すると、システムに格納されているベンチマーク問題の一覧が Fig. 19 のように表示され、利用者は適切な問題を選択できる。

ベンチマーク問題を選択すると、Fig. 20 に示す確認画面が表示され、ベンチマーク計算が開始される。

臨界ベンチマーク計算の場合も、システム負荷を考慮して、Fig.21 に示すように利用者に処理 ID 番号を通知した後バックグラウンドで実行し、利用者のセッションを閉じる。処理が終了すると、システムは利用者に電子メールで通知する。

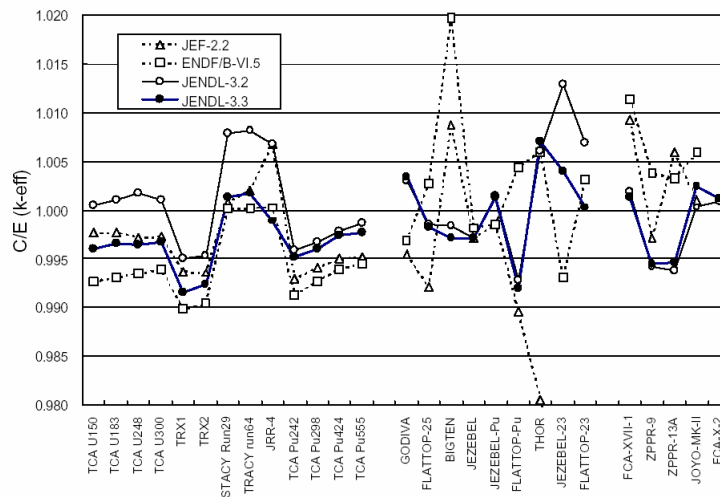


Fig. 22 C/E ratios of  $k_{eff}$  for criticality benchmark calculations<sup>12)</sup>

利用者はその後、ベンチマーク計算結果の確認の手順に進むことが可能である。このように、本システムを用いると Fig. 22 に示すような臨界ベンチマーク結果の系統的な比較を行うことが可能となる。

#### 4. 結論

総合核データ利用システムの画面設計を行い、プロトタイプを作成してシステムの操作性及び仕様についての検討を行った。本システムは核データの検索・表示から、断面積処理やベンチマーク計算までの広範囲な利用システムの構築を目指しており、革新炉開発における新しい核データに対する有効な検証ツールとすることを目標としている。

本システムは 2006 年度末に完成予定であり、次期 JENDL 計画における品質保証プログラムに適用されることが期待される。

本研究は文部科学省の「革新的原子力システム技術開発公募事業」における「高度放射線測定技術による革新炉用原子核データに関する研究開発」において実施された。

## 参考文献

1. OECD/NEA Data Bank, <http://www.nea.fr/html/dbdata/x4/welcome.html>
2. K. Shibata, *et al.*, “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **39**, 1125 (2002).
3. V. McLane, (Ed.), “ENDF-102 Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF-6,” BNL-NCS-44945-01/04-Rev. (2001).
4. A. Nouri, “Summary content of the JEFF-3.0 General Purpose Library,” JEFDOC-969 (2003).
5. K. Kato, *et al.*, <http://www.jcprg.org>
6. A. Nouri, M. A. Thompson, J. B. Briggs, L. Scott, *et al.*, “International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments,” NEA/NSC/DOC(95)03 (2003).
7. H. T. Hunter, *et al.*, “Shielding Integral Benchmark Archive Database,” DLC-191 available from RSICC (2000).
8. J. F. Briesmeister, (Ed.), “MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C,” LA-13709-M (2000).
9. T. Mori, *et al.*, “Vectorization of Continuous Energy Monte Carlo Method for Neutron Transport Calculation,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **29**, 325 (1992).
10. R. E. MacFarlane, “TRANSX 2: A Code for Interfacing MATXS Cross-Section Libraries to Nuclear Transport Codes,” LA-12312-MS (1992).
11. N. Yamano, K. Ueki, F. Maekawa, C. Konno, C. Ichihara, Y. Hoshiai, Y. Matsumoto, A. Hasegawa, “Integral Test of JENDL-3.3 with Shielding Benchmarks,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **Suppl. 2**, 841 (2002).
12. H. Takano, T. Nakagawa, K. Kaneko, “Validation of JENDL-3.3 by Criticality Benchmark Testing,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, **Suppl. 2**, 847 (2002).