

MINISTRY OF EDUCATION AND TRAINING

MINISTRY OF SCIENCE AND TECHNOLOGY

VIETNAM ATOMIC ENERGY INSTITUTE



DAU DUC TU

**STUDY ON SENSITIVITY AND UNCERTAINTY
OF NUCLEAR DATA IN KINETIC PARAMETERS AND
CRITICALITY ANALYSES FOR A CORE CONFIGURATION
WITH 92 LOW ENRICHED FUEL BUNDLES
OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR**

DISSERTATION FOR THE DEGREE OF DOCTOR OF PHILOSOPHY IN PHYSICS

HANOI - 2026

BỘ GIÁO DỤC VÀ ĐÀO TẠO

BỘ KHOA HỌC VÀ CÔNG NGHỆ

VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM

ĐẬU ĐỨC TỪ

NGHIÊN CỨU ĐỘ NHẠY VÀ ĐỘ BẤT ĐỊNH SỐ LIỆU HẠT NHÂN
TRONG PHÂN TÍCH THÔNG SỐ ĐỘNG HỌC VÀ TỐI HẠN
CHO VÙNG HOẠT 92 BÓ NHIÊN LIỆU ĐỘ GIÀU THẤP
CỦA LÒ PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

LUẬN ÁN TIẾN SĨ VẬT LÝ

Chuyên ngành: Vật lý Nguyên tử và Hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Giáo viên hướng dẫn:

- GS. TS. TRẦN HOÀI NAM
- PGS. TS. NGUYỄN NHỊ ĐIỀN

HÀ NỘI - 2026

MINISTRY OF EDUCATION AND TRAINING

MINISTRY OF SCIENCE AND TECHNOLOGY

VIETNAM ATOMIC ENERGY INSTITUTE

DAU DUC TU

STUDY ON SENSITIVITY AND UNCERTAINTY
OF NUCLEAR DATA IN KINETIC PARAMETERS AND
CRITICALITY ANALYSES FOR A CORE CONFIGURATION
WITH 92 LOW ENRICHED FUEL BUNDLES
OF THE DALAT NUCLEAR RESEARCH REACTOR

DISSERTATION FOR THE DEGREE OF DOCTOR OF PHILOSOPHY IN PHYSICS

Major: Nuclear and Atomic Physics

Code: 9.44.01.06

Supervisors:

1. Prof. TRAN HOAI NAM
2. Assoc. Prof. NGUYEN NHI DIEN

HANOI - 2026

Declaration

I certify that this dissertation, entitled "Study on sensitivity and uncertainty of nuclear data in kinetic parameters and criticality analyses for a core configuration with 92 low enriched fuel bundles of the Dalat nuclear research reactor" is my original work, except where otherwise clearly indicated. I confirm that the dissertation submitted to the Nuclear Training Center, Vietnam Atomic Energy Institute, was primarily completed during my candidacy for a PhD degree under the supervision of Prof. Tran Hoai Nam and Assoc. Prof. Nguyen Nhi Dien.

DAU DUC TU

Acknowledgements

First of all, I would like to express my heartfelt gratitude to my supervisors, Prof. Tran Hoai Nam and Assoc. Prof. Nguyen Nhi Dien, for their invaluable support and encouragement throughout my research.

I would like to extend my sincere gratitude to Dalat Nuclear Research Institute and Nuclear Training Centre of Vietnam Atomic Energy Institute for permitting me to conduct this research.

I sincerely thank the leadership of the Reactor Center at the Dalat Nuclear Research Institute and all my colleagues for their generous assistance during my research and for allowing me to use experimental data from 30 critical configurations, which served as an important benchmark for validating this research's results.

Finally, I want to express my gratitude to my family, who have consistently given me the confidence and motivation to complete my thesis.

Contents

List of Tables	vii
List of Figures	ix
PREFACE	1
Chapter 1: GENERAL OVERVIEW	4
1. Introduction	4
2. The role of nuclear data libraries	7
3. Reactor core analysis and uncertainty sources	9
4. Uncertainty and sensitivity analysis	12
5. Brief overview of the Dalat nuclear research reactor	14
6. Objectives of this Dissertation	18
7. Dissertation outline	20
Chapter 2: METHODS AND MODELLING.	23
2.1 The Dalat nuclear research reactor with low enriched uranium fuel	23
2.1.1 <i>The reactor core</i>	23
2.1.2 <i>The fuel bundles</i>	25
2.1.3 <i>Control rods</i>	27
2.2 Code and reactor model	28
2.2.1 <i>MCNP6 code</i>	28
2.2.2 <i>The reactor model</i>	33
2.3 Nuclear data libraries	35
2.3.1 <i>Evaluated Nuclear Data File (ENDF)</i>	35
2.3.2 <i>Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Li- brary (JEFF)</i>	37
2.3.3 <i>Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)</i> . .	39
2.3.4 <i>Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL)</i> . .	40
2.4 Methods for sensitivity/uncertainty analysis	41
2.4.1 <i>Sensitivity/uncertainty theory</i>	41
2.4.2 <i>Direct perturbation sensitivity analysis</i>	43
2.4.3 <i>Forward sensitivity analysis</i>	44
2.4.4 <i>Adjoint sensitivity analysis</i>	46
2.4.5 <i>Sensitivity and uncertainty analysis methods</i>	47
2.5 Estimation of the effective multiplication factor	50
2.6 Methods for kinetic parameter evaluation	51
2.6.1 <i>Effectively delayed neutron fraction</i>	51
2.6.2 <i>Neutron generation and prompt neutron lifetime</i> . . .	55
Chapter 3: RESULTS AND DISCUSSION	58
3.1 Criticality, sensitivity and uncertainty analysis	58
3.1.1 <i>Criticality calculations and comparison with measure- ments</i>	58
3.1.2 <i>Sensitivity analysis of the effective multiplication factor</i>	63

3.1.2.1	<i>Sensitivity coefficients</i>	63
3.1.2.2	<i>Sensitivity profiles</i>	64
3.1.3	<i>Uncertainty analysis of the effective multiplication factor</i>	69
3.2	<i>Evaluation of kinetic parameters</i>	72
3.2.1	<i>Influence of operational parameters on kinetic parameters</i>	72
3.2.1.1	<i>Kinetic characteristics</i>	72
3.2.1.2	<i>Dependence of kinetic parameters on fuel burnup using ENDF/B-VIII.0</i>	77
3.2.1.3	<i>Kinetic parameters versus control rod positions using ENDF/B-VIII.0</i>	79
3.2.1.4	<i>Dependence of kinetic parameters on fuel temperature using ENDF/B-VIII.0</i>	79
3.2.1.5	<i>Dependence of kinetic parameters on burnup using JENDL-5</i>	82
3.2.2	<i>Sensitivity analysis of the effectively delayed neutron fraction</i>	86
3.2.3	<i>Uncertainty analysis of the effectively delayed neutron fraction</i>	92
3.3	<i>Conclusions</i>	95
	CONCLUSIONS, NEW CONTRIBUTIONS AND FUTURE WORKS	98
1.	<i>General conclusions</i>	98
2.	<i>New contributions</i>	99
3.	<i>Future works</i>	101
	Papers published during the dissertation	102
	REFERENCES	105
	APPENDICES	118
	Appendix A: Evaluation of kinetic parameters of the DNRR using Serpent 2 code	118
A.1	<i>Methodology</i>	118
A.1.1	<i>Meulekamp-Spriggs method</i>	118
A.1.2	<i>Chiba method</i>	119
A.1.3	<i>Nauchi and Kameyama method</i>	120
A.1.4	<i>Iterated Fission Probability (IFP) method</i>	121
A.1.5	<i>Perturbation method</i>	121
A.2	<i>Results and discussion</i>	122
	Appendix B: Covariance data	125
	Appendix C: Neutron spectrum	132

List of symbols and abbreviations

AR	Automatic Regulating rod
ASA	Adjoint sensitivity analysis
BOC	Beginning of cycle
BROND	Russian Evaluated Nuclear Data Library
CENDL	Chinese Evaluated Nuclear Data Library
CIELO	Coordination International Evaluation Library Organization
CNDC	China Nuclear Data Center
CNDCN	Chinese Nuclear Data Cooperation Network
CRPs	Coordinated Research Projects
CSEWG	Cross Section Evaluation Working Group
DNRR	Dalat Nuclear Research Reactor
DPSA	Direct perturbation sensitivity analysis
ENDF	Evaluated Nuclear Data File
EOC	End of cycle
FBR	Fast Breeder Reactor
FSA	Forward sensitivity analysis
HEU	High Enriched Uranium
IAEA	International Atomic Energy Agency
INDEN	International Nuclear Data Evaluator Network
JEFF	Joint Evaluated Fission and Fusion File
JENDL	Japanese Evaluated Nuclear Data Library
JNDC	Japanese Nuclear Data Committee
LEU	Low Enriched Uranium
LWR	Light Water Reactor
NAA	Neutron Activation Analysis
NDS	Nuclear Data Section
NEA	Nuclear Energy Agency
NDM	Nuclear Data Measurement

NNDC	National Nuclear Data Center
NPS	Nuclear Physics Studies
NRDC	Nuclear Reaction Data Centres
NSDD	Nuclear Structure and Decay Data
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development
PCM	Per Cent Mille (10^{-5})
PGNAA	Prompt Gamma Neutron Activation Analysis
PT	Perturbation Theory
R&T	Research and Training
RI	Radioisotope
SA	Sensitivity Analysis
ShR	Shim Rods
SR	Safety Rods
S/U	Sensitivity and Uncertainty
TENDL	TALYS based Evaluated Nuclear Data Library
TRIGA	Training, Research, Isotopes, General Atomics
UA	Uncertainty Analysis
WPEC	Working Party on International Nuclear Data Evaluation Cooperation
Be $S(\alpha, \beta)$	Thermal scattering data for beryllium
C-nat $S(\alpha, \beta)$	Thermal scattering data for natural carbon
β_{eff}	Effective delayed neutron fraction
Λ	Neutron generation time
λ	Decay constant of delayed neutron precursors
l_p	Prompt neutron lifetime
Lwtr $S(\alpha, \beta)$	Thermal scattering data for hydrogen bound in light water
k_{eff}	Effective multiplication factor
ρ	Reactivity
ρ_{ex}	Excess reactivity

List of Tables

1.1	Design specifications of the DNRR with LEU fuel.	16
1.2	Physical characteristics of irradiation facilities in the DNRR.	17
2.1	Design parameters of the VVR-M2 LEU fuel bundle.	26
2.2	Overview of ENDF versions and formats.	36
2.3	Characteristics of the JENDL nuclear data library.	40
2.4	Summary of the CENDL nuclear data library versions.	41
3.1	Control rod position corresponding to the criticality conditions of the DNRR with LEU fuel established experimentally [101, 102]	60
3.2	The k_{eff} of the DNRR core with 92 LEU fuel bundles at critical, supercritical and subcritical conditions calculated using the MCNP6 code and the four data libraries.	61
3.3	Criticality analysis of the DNRR with 92 LEU fuel bundles using the MCNP6 code and the four data libraries.	62
3.4	Positive sensitivities of the k_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.	65
3.5	Negative sensitivities of the k_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.	66
3.6	The k_{eff} relative uncertainties for the reactions of the primary isotopes are listed in order of decreasing magnitude based on the ENDF/B-VIII.0 dataset.	70
3.7	Comparison of the β_{eff} calculated by the adjoint weighted method and prompt method.	73
3.8	Comparison of the kinetic parameters calculated by the adjoint weighted and the $1/v$ absorber insertion method.	74
3.9	Group delayed neutron fractions (β_i) and decay constants (λ_i) calculated using the adjoint weighted method.	75
3.10	Comparison of kinetic parameters derived from MCNP6 with those obtained from the Serpent 2 code** using ENDF/B-VIII.0.	75
3.11	Summary of the kinetic parameters of the DNRR with 92 LEU fuel bundles.	82

3.12	The β_{eff} calculated by the adjoint weighted method and the prompt method.	84
3.13	The Λ and l_p calculated by the adjoint weighted and the $1/v$ insertion methods.	84
3.14	Positive sensitivities of the β_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.	86
3.15	Negative sensitivities of the β_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.	87
3.16	The β_{eff} relative uncertainties for the reactions of the primary isotopes are listed in order of decreasing magnitude based on the ENDF/B-VIII.0 dataset.	93
A.1	Delayed neutron parameters group using Meulekamp, Nauchi, and IFP methods.	123
A.2	Comparison of kinetic parameters obtained through different methods.	123

List of Figures

1.1	The concept of safety margins as defined by the IAEA [4].	5
1.2	Vertical section view of the DNRR.	17
1.3	Horizontal cross section view of the DNRR pool tank.	18
2.1	Configuration of the reactor core with 92 LEU fuel bundles.	24
2.2	Cross sectional views and dimensional parameters of the Russian VVR-M2 type LEU fuel bundle.	27
2.3	The control rods of the DNRR.	28
2.4	The random walks of the different particles [66].	31
2.5	The format of the MCNP6 input file [66].	32
2.6	The vertical views of the DNRR model using the MCNP6.	34
2.7	The horizontal views of the DNRR model using the MCNP6.	34
2.8	The progression of the JEFF project.	38
3.1	The k_{eff} values of 30 critical conditions of the DNRR with 92 LEU fuel bundles obtained with the four nuclear data libraries.	63
3.2	Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to U-235, H-1, and C-nat in the increasing direction.	66
3.3	Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to Lwtr S(α, β), O-16, Be-9, and Al-27 in the increasing direction.	67
3.4	Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to H-1, U-235, Al-27, and U-238 in the decreasing direction.	68
3.5	Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to B-10, Be S(α, β), and Be-9 in the decreasing direction.	69
3.6	Comparison of kinetic parameters calculated using MCNP6 with various methods in the Serpent 2 code.	76
3.7	Variation of the kinetic parameters as functions of burnup.	78
3.8	Variation of the kinetic parameters with respect to control rod positions.	80
3.9	Variation of the kinetic parameters with respect to the change of fuel temperature.	81
3.10	Variation of the kinetic parameters as functions of burnup.	83

3.11	The l_p as a function of B-10 concentration at the BOC and the EOC obtained from the $1/v$ absorber insertion method. .	85
3.12	Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of U-235, Lwtr S(α, β), Al-27, and C-nat S(α, β)	89
3.13	Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of Al-27, Be S(α, β), Fe-56, and U-235.	90
3.14	Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of U-235, H-1, and O-16.	91
3.15	Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of O-16, Be S(α, β), and Be-9.	92
B.1	Covariance data of U-235 (n,fission) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.	125
B.2	Covariance data of H-1 (n, γ) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.	126
B.3	Covariance data of H-1 (n,elastic) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.	127
B.4	Covariance data plot for Al-27 (n,elastic).	128
B.5	Covariance data plot for H-1 (n,elastic).	129
B.6	Covariance data plot for Bo-10 (n, γ).	130
B.7	Covariance data plot for O-16 (n,elastic).	131
C.1	The neutron spectrum was calculated at the neutron trap using 44 energy groups and the ENDF/B-VIII.0.	132
C.2	The neutron spectrum was calculated at the fuel rod using 44 energy groups and the ENDF/B-VIII.0 library.	132

PREFACE

The safe and efficient utilization of nuclear reactors requires accurate knowledge of reactor behavior under both normal operating conditions and anticipated operational occurrences. Over the past decades, remarkable advances in computational methods and computer technology have transformed reactor physics analyses, making numerical simulation an indispensable component of reactor design, operation, and safety assessment. Modern computational tools enable detailed investigations of neutron transport, reactor criticality, fuel management, burnup evolution, and reactor kinetics, thereby reducing reliance on costly and time consuming experiments.

The reliability of reactor physics calculations depends strongly on the quality of the nuclear data employed in neutron transport simulations. Evaluated nuclear data libraries provide fundamental information describing neutron interactions with reactor materials, including reaction cross sections, fission yields, decay data, and thermal scattering laws. These data constitute the foundation of all neutronic calculations. Although substantial progress has been achieved in the development of modern evaluated nuclear data libraries through improved measurements, advanced theoretical models, and refined evaluation methodologies, uncertainties remain unavoidable. Consequently, differences among nuclear data evaluations and their associated covariance information continue to influence the accuracy of calculated reactor parameters.

In contemporary reactor safety analyses, increasing emphasis is placed on quantifying uncertainties in computational predictions. Rather than relying solely on nominal calculated values, modern best estimate methodologies require evaluating uncertainty ranges and identifying dominant sources of uncertainty. Such information is essential for assessing the confidence level of simulation results, establishing realistic safety margins, and supporting risk informed decision making. Among the various uncertainty sources encountered in reactor analyses, nuclear data uncertainty is recognized as one of

the most important contributors because it directly affects neutron transport calculations and propagates to reactor physics parameters.

Particular attention is devoted to reactor criticality and reactor kinetic parameters. The effective multiplication factor (k_{eff}) is the principal indicator of reactor criticality and neutron economy, while kinetic parameters such as the effective delayed neutron fraction (β_{eff}), prompt neutron generation time (Λ), and prompt neutron lifetime (l_p) govern the dynamic response of the reactor to reactivity perturbations. These quantities play fundamental roles in reactor control, transient analysis, startup procedures, reactor shutdown, and safety evaluations. Consequently, accurate determination of these parameters and their associated uncertainties is essential for ensuring reliable reactor operation and safety assessment.

The Dalat Nuclear Research Reactor (DNRR) has been utilized for radioisotope production, neutron activation analysis, scientific research, education, and personnel training for several decades. Following the successful conversion from high enriched uranium fuel to low enriched uranium fuel, the reactor has operated with a core configuration consisting of 92 LEU fuel bundles. This configuration represents one of the most important reference cores for reactor physics investigations because it contains predominantly fresh LEU fuel with negligible burnup and fission product poisoning effects. Consequently, it provides favorable conditions for the evaluation and validation of reactor criticality and kinetic parameters.

Although numerous studies have been performed on reactor physics characteristics, core management, and operational analyses of the DNRR, quantitative sensitivity and uncertainty analyses for the current LEU core configuration remain limited. In particular, the influence of modern evaluated nuclear data libraries and the propagation of nuclear data uncertainties to important reactor physics parameters, including reactor criticality and kinetic parameters, have not been comprehensively quantified. This research gap provides the primary motivation for the present dissertation.

Motivated by these considerations, this dissertation focuses on the study of sensitivity and uncertainty of nuclear data in kinetic parameter and criticality analyses for the 92 fuel bundle LEU core of the DNR. The research combines Monte Carlo simulations with modern sensitivity and uncertainty analysis methodologies to evaluate the influence of nuclear data on reactor responses and to identify the dominant isotopes, reaction channels, and energy regions contributing to response uncertainties. Calculations are performed using modern evaluated nuclear data libraries, including ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2, thereby enabling a comprehensive assessment of library dependent effects on reactor calculations.

The outcomes of this dissertation advance understanding of the role of nuclear data in reactor criticality and kinetics calculations and establish a comprehensive framework for evaluating nuclear data sensitivity and uncertainty for the DNR. The results provide validated reference data for the 92 fuel bundle LEU core configuration and identify the principal isotopes, reaction channels, and energy regions that govern uncertainties in reactor criticality and kinetic parameters. By combining Monte Carlo modeling, evaluated nuclear data libraries, and sensitivity and uncertainty methodologies, this work enhances the reliability of reactor physics calculations and provides a technical basis for reactor safety assessments, transient analyses, and future nuclear data improvement efforts. The developed methodology and findings may also serve as a reference for similar studies involving other research reactors.

Chapter 1 GENERAL OVERVIEW

1. Introduction

The development of advanced computational methods has significantly enhanced the capability of reactor physics analyses. Modern reactor calculations increasingly rely on high fidelity numerical simulations to evaluate neutronic behavior, fuel utilization, reactor kinetics, and safety related parameters. Among the available approaches, Monte Carlo transport methods have become widely accepted because of their ability to model complex reactor geometries and detailed neutron interactions with a high degree of accuracy.

A variety of computer codes have been developed for reactor physics applications, including deterministic transport codes and Monte Carlo based codes such as MCNP [1], MVP [2], and SERPENT [3]. These tools have been extensively applied to criticality analyses, burnup calculations, reactor kinetics evaluations, and safety studies for different reactor types. The increasing availability of modern evaluated nuclear data libraries and covariance information has further enabled the application of sensitivity and uncertainty (S/U) methodologies to quantify the impact of nuclear data on reactor calculations.

Figure 1.1 illustrates the best estimate plus uncertainty (BEPU) concept commonly adopted in reactor safety analyses. In this approach, calculated results are represented by a best estimate value together with an uncertainty. The upper bound of the uncertainty range is then compared with the applicable acceptance criterion to demonstrate adequate safety margins. Consequently, uncertainty quantification has become an integral component of modern reactor safety assessments, including the evaluation of uncertainties arising from nuclear data.

Extensive research has focused on determining the effective multiplication factor and reactor kinetic parameters for various reactor types using Monte Carlo simulations [5–10]. Notable S/U studies have been carried out for several research reactors, including the TRIGA Mark II and the RSG-GAS

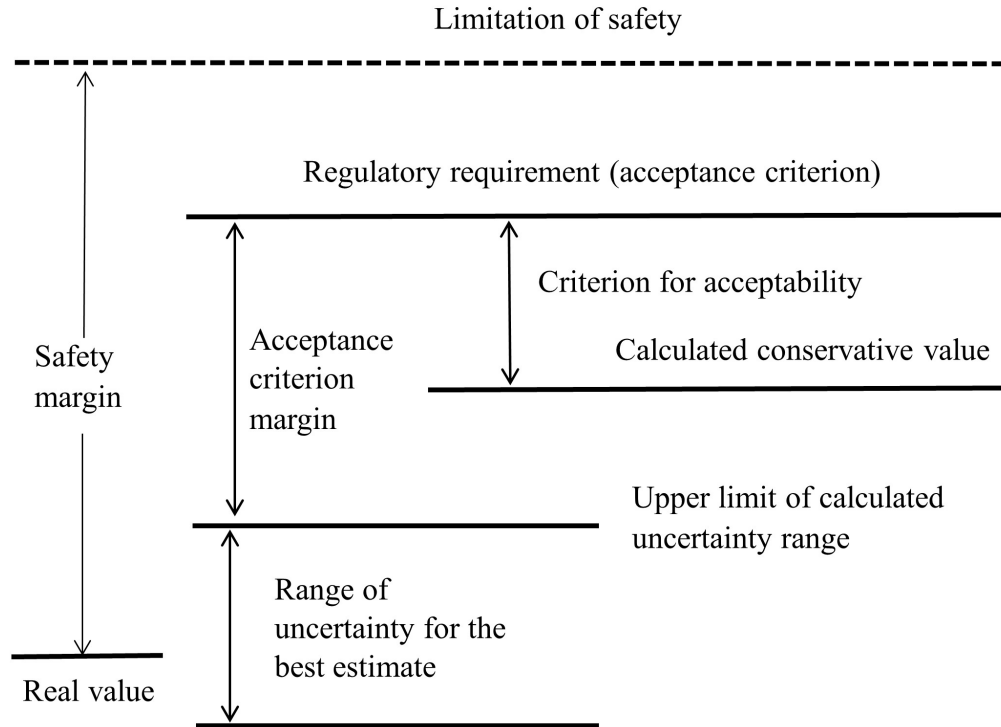


Figure 1.1: The concept of safety margins as defined by the IAEA [4].

multipurpose reactor, employing codes such as SUS3D and MCNP [11–19]. However, most of these studies assumed that the total neutron spectrum and the neutron spectrum excluding the delayed neutron component were identical. In addition, the uncertainty analyses were generally limited to several major isotopes in the fuel region, without considering the contributions of all isotopes present in the reactor core. Consequently, the overall impact of nuclear data library uncertainties on the calculated reactor parameters has not yet been comprehensively quantified.

The DNRR has utilized various deterministic and Monte Carlo computational tools for core physics evaluations, including neutronics analysis, burnup calculations, safety assessments, and in-core fuel management. Early studies utilized the WIMSD/CITATION code system to evaluate burnup distributions of the HEU fueled core and to benchmark the calculated results against experimental measurements [20]. In addition, this code system was used to generate data for the HEU based DNRR configuration, which later served as the foundation for the development of advanced ICFM methodologies, such as genetic algorithms, differential evolution, and their improved

variants [21]. Further neutronic analyses of the HEU core were conducted using the MCNP5 and SRAC codes. The calculated effective multiplication factors closely matched between the two codes, with differences of less than 55 pcm, while deviations from experimental measurements were approximately 119 pcm. Regarding power distribution, the relative deviations in the core’s central region were under 4%, whereas about 7% deviations were observed in the outer core region [22]. A detailed criticality analysis of 49 startup configurations was performed using the SRAC and MCNP5 codes with various nuclear data libraries, including ENDF/B and JENDL. The differences in calculated criticality values ranged from 770 pcm, depending on the library used (ENDF/B-VII.0, JENDL-3.3, and JENDL-4.0). For the operational setup with 88 fuel bundles, the difference between the calculated and measured k_{eff} values remained within 330 pcm [23]. The coupled PARC-S/Serpent model demonstrated potential applicability for both steady state and transient reactor analyses [24].

The review of previous studies indicates that, although numerous reactor physics analyses have been performed for the DNRR, quantitative sensitivity and uncertainty analyses based on modern evaluated nuclear data libraries remain limited for the 92 LEU core configuration. In particular, the relative importance of different isotopes, reaction channels, and energy ranges contributing to uncertainties in criticality and kinetic parameters has not been systematically investigated. The 92 LEU core represents the first startup configuration containing predominantly fresh LEU fuel. Because most fuel assemblies had negligible burnup and fission product accumulation, the effects of poisoning were minimal, making this configuration particularly suitable for benchmark calculations and uncertainty studies.

Accordingly, this thesis aims to quantify the effects of evaluated nuclear data and their associated covariance information on reactor criticality and kinetic parameters of the DNRR. Particular emphasis is placed on identifying the dominant isotopes, reaction channels, and energy regions contributing to uncertainties in k_{eff} and β_{eff} . Sensitivity and uncertainty analyses are

performed using the MCNP6 code [1] together with several modern evaluated nuclear data libraries, including ENDF/B-VIII.0 [25], JEFF-3.3 [26], JENDL-5 [27], and CENDL-3.2 [28]. The results provide a quantitative basis for assessing the reliability of reactor calculations and support future reactor physics, safety, and nuclear data evaluation studies for the DNRR.

2. The role of nuclear data libraries

Nuclear data provide the empirical foundation for research in a wide range of scientific fields, including nuclear energy, safety, security, and safeguards, as well as numerous other applications. These data also support the development of technologies that impact various aspects of daily life. For example, nuclear data are essential in the discovery of Nobel Prize winning particles, such as the Higgs boson, as they determine how particles interact with detectors. Nuclear data encompass a broad spectrum of structural and reaction quantities, including scattering and reaction cross sections (typically as functions of energy and angle), nuclear masses, level properties, decay modes and parameters, neutron and photon spectra from reactions, and many other related quantities. Such data are crucial for characterizing each nuclear isotope and facilitating reactions involving neutrons, protons, deuterons, alpha particles, and photons. In cases where experimental data are unavailable, model predictions are employed to generate the necessary database [29].

Due to the complexity of nuclear data evaluation and the diverse expertise required for this work, as well as the critical role of nuclear data in both fundamental and applied research, numerous organizations have been established to coordinate activities, enhance communication, and promote collaboration among evaluators. The development of nuclear data libraries involves six interconnected stages: measurement, compilation, evaluation, processing, validation, and application. These stages collectively support a wide range of scientific fields and end user applications. Various groups contribute to the generation and evaluation of nuclear data, particularly for nuclear reactions. These include the International Nuclear Data Evaluator Network (INDEN) [30], the International Network of Nuclear Reaction Data Centres (NRDC) [31], and the U.S. National Nuclear Data Center (NNDC)

[32], all operating under the auspices of the Nuclear Data Service (NDS) of the International Atomic Energy Agency (IAEA) [33]. Additional key contributors include the Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG) [34], in collaboration with U.S. and Canadian national laboratories, as well as the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organization for Economic Cooperation and Development (OECD), through its Working Party on International Nuclear Data Evaluation Cooperation (WPEC) [35], and the Japanese Nuclear Data Committee (JNDC) [36].

These organizations have worked to address differences among nuclear reaction data libraries developed in various countries, including the Evaluated Nuclear Data File (ENDF) in the United States [25], the Joint Evaluated Fission and Fusion File (JEFF) in Europe [37], the TALYS based Evaluated Nuclear Data Library (TENDL) [38], the Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL) [36], the Russian Evaluated Nuclear Data Library (BROND) [39], and the Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL) [28]. In addition, the WPEC subgroups [35] and the IAEA Nuclear Data Section's Coordinated Research Projects (CRPs) [40] have contributed to the improvement of data evaluation methodologies, data formats, and both general purpose and application specific evaluated data sets. In the field of nuclear structure, evaluation efforts are coordinated by the U.S. Nuclear Data Program [41], managed by the U.S. National Nuclear Data Center (NNDC), the IAEA Nuclear Data Section (NDS) [33], and the Nuclear Structure and Decay Data (NSDD) Network [42]. Collaboration among these organizations fosters improved consistency and accuracy in global nuclear data evaluations and standards.

Nuclear data have a significant impact on the physical design, efficiency, and operation of advanced reactors, as well as on applications related to security. The development of advanced reactors and small reactors, many of which employ fuels, coolants, and moderators different from those used in existing reactor technologies, has created a growing need for improved nuclear data, including new differential and integral measurements and evaluations. Security related applications are even more diverse, involving a wide array of

detectors, systems, and interaction scenarios. Notably, there is substantial overlap in the nuclear data requirements for reactor technologies and security applications, particularly in the context of small reactors [29].

Nuclear data serve as the cornerstone for the development and application of nuclear science and technology. Accordingly, comprehensive examination and evaluation of nuclear data are essential to establish a cohesive and reliable body of information. Nuclear data are applied across a wide range of fields within nuclear science and technology, spanning both energy related and non energy related domains. In the energy sector, nuclear data support the design of fission reactors, management of nuclear fuel cycles, assurance of nuclear safety, reactor monitoring, radiation shielding and dose assessment, nuclear waste disposal, transmutation of radioactive materials, development of accelerator driven systems, fusion device design, and plasma processing technologies. Beyond the energy sector, nuclear data play a vital role in areas such as radiation therapy for cancer treatment, production of radioisotopes for medical and industrial applications, radiation protection and worker safety, nuclear safeguards, nuclear waste treatment and recycling, environmental monitoring and remediation, materials research, process control, mineral and oil exploration, and fundamental research in nuclear astrophysics and education. The collection, evaluation, and dissemination of nuclear data represent a complex and challenging endeavor that depends on the contributions of experts from both fundamental and applied sciences worldwide.

3. Reactor core analysis and uncertainty sources

Reactor core analysis involves the simulation and evaluation of the physical and neutronic behavior of a nuclear reactor core under both normal and transient conditions. This process is fundamental to core design, fuel management, and safety assessment. However, the accuracy of such analyses is inherently influenced by multiple sources of uncertainty. A primary source is nuclear data, particularly neutron cross sections, which directly affect neutron transport and reaction rate calculations. Inaccuracies or limitations in these data can lead to errors in predicting key parameters such

as power distribution, reactivity, and fuel burnup. Additional uncertainties arise from reactor operating conditions, including temperature, coolant flow rate, and power level, all of which are subject to measurement errors and operational variability. Manufacturing tolerances further contribute by introducing deviations in fuel enrichment, fuel density, and geometric dimensions from their nominal specifications, thereby altering the core's physical configuration. During reactor operation, changes in fuel composition due to burnup introduce further uncertainties in isotopic inventories and their associated reactivity effects. Moreover, computational models and numerical methods used for core simulations introduce algorithmic approximations and discretization errors, often referred to as computational bias. To ensure the reliability of reactor core predictions, comprehensive uncertainty analysis is essential. Such analysis involves quantifying individual sources of uncertainty, understanding their interactions, and evaluating their impact on key safety and performance metrics. This is critical for regulatory compliance, risk informed decision making, and upholding high standards of nuclear safety.

In general, the primary sources of input variability that contribute to uncertainty in reactor analysis include nuclear data, reactor operating conditions, manufacturing tolerances, fuel burnup, induced technological changes, and computational biases. To accurately assess their impact, it is essential to conduct a comprehensive analysis of all sources of uncertainty. Such an analysis must cover the entire process and rely on rigorous methodologies, beginning with the nuclear cross section data and extending through the calculation tools and procedures, review processes, and the qualification of the nuclear analysts involved [43].

Nuclear data represent the primary source of uncertainty in this context and are classified as aleatory uncertainties. Such uncertainties directly influence the solutions of neutron transport or diffusion equations by affecting quantities such as microscopic cross sections, energy and angular distributions, the average number of neutrons per fission, neutron spectra, and decay constants. Nuclear data libraries compile information generated through the

six interconnected steps described in Section 2., with each step contributing to the overall uncertainty in the nuclear data.

The second category of uncertainties arises from reactor operating conditions, including the temperature and density of the moderator, fuel temperature, boron concentration, and irradiation history. These factors influence neutron behavior within the reactor core, thereby contributing to variations in calculated reactor parameters. It is essential to carefully quantify and account for uncertainties in operating conditions to ensure the accuracy and reliability of reactor calculations and analyses [43].

The third category of uncertainties comprises technological uncertainties, which are also classified as aleatory uncertainties. These arise from manufacturing standards and process deviations, affecting components of the nuclear reactor such as geometrical dimensions and configurations, as well as characteristics of nuclear fuel, including enrichment, density, and other material properties [43].

The fourth category of uncertainties is associated with burnup and is arguably the most challenging to quantify. Burnup influences nearly all other sources of uncertainty by altering material compositions over time, thereby modifying the nuclear data uncertainty component. As fuel assemblies undergo burnup, the mechanical and structural properties of the fuel rod, fuel meat, gap, and cladding evolve due to various phenomena, including densification, swelling, fission gas release, cladding creep down, creep out, oxidation, hydrogen uptake, among others. These changes also affect thermal behavior, leading to variations in fuel and moderator temperatures. In addition, burnup can cause fuel relocation and structural deformation, further contributing to technological uncertainties [43].

Finally, computational models and numerical methods, including the underlying equations, approximations, and algorithms represent a source of fundamental uncertainty, as they can introduce inaccuracies or biases into reactor analysis. These uncertainties, often referred to as computational biases, may arise from model simplifications or numerical discretization. In

some cases, they can be quantified by comparison with more accurate reference models, such as continuous energy Monte Carlo simulations rather than multigroup deterministic solvers, or transport solvers instead of diffusion solvers. This category of uncertainty also includes user effects, which reflect variations in results due to the level of proficiency and experience in applying specific computational codes.

4. Uncertainty and sensitivity analysis

Uncertainty and sensitivity analyses are essential tools for the evaluation of complex engineering systems, particularly in the modeling and simulation of nuclear reactors. Uncertainty analysis focuses on identifying and quantifying potential errors or variations in input parameters, such as nuclear data, geometric dimensions, material properties, and operating conditions and assessing how these uncertainties propagate through computational models to affect output results. In contrast, sensitivity analysis examines how variations in individual input parameters influence specific output quantities, thereby identifying the inputs that most significantly impact key results, including reaction rates, power distributions, neutron fluxes, and temperature fields. While uncertainty analysis quantifies the range or spread of output values due to input variability, sensitivity analysis highlights the most influential parameters. These analyses serve complementary purposes: together, they enhance model reliability, guide data collection efforts by indicating where greater accuracy is required, and support safety assessments by identifying critical parameters that must be tightly controlled. In nuclear engineering, where decisions must be supported by a high degree of confidence, the combined application of uncertainty and sensitivity analyses is vital for model validation and for ensuring that reactor performance predictions are both accurate and robust.

In the context of nuclear data, uncertainty analysis assesses how input data uncertainties propagate and affect output results, while sensitivity analysis identifies the isotopes, reaction cross sections, and energy ranges that have the most significant impact on specific output quantities. To evaluate and analyze uncertainties in input data and their influence on reactor physics

parameters, two primary tasks are required: Sensitivity Analysis (SA) and Uncertainty Analysis (UA).

The SA is the first critical task that must be addressed. The SA determines the impact of perturbations in input parameters on the responses of interest. This step is essential, as many subsequent analyses either depend on its results or can be significantly simplified based on its findings. Specifically, the SA provides the foundation for the UA, the identification of key nuclear data, and the reduction of input parameter space. Global sensitivity evaluation examines the effects of varying an input parameter in the presence of variations in other input parameters, typically employing sampling methodologies to explore the full range of input values and their interactions. In contrast, local sensitivity analysis focuses on the effect of perturbing a single input parameter while keeping all others fixed. This local analysis often relies on linear perturbation theory and is commonly implemented using adjoint based computations. The sensitivity evaluation activities conducted in this thesis for reactor core simulations are detailed in Chapter 2.

In general, the sensitivity coefficient (S) can be defined as the ratio of the fractional change in a response (Ψ) to the corresponding fractional change in an input parameter (α), as expressed by the following relation [43–45]:

$$S_{\Psi,\alpha} = \frac{\partial\Psi/\Psi}{\partial\alpha/\alpha}. \quad (1.1)$$

Several studies on the application of Sensitivity Analysis (SA) can be found in the literature, including [14, 16, 23, 46–53].

The second major task is the UA, which involves the propagation of input parameter uncertainties to the responses of interest. Comprehensive details regarding the full core calculations performed in this study, based on reactor core simulations, are provided in Chapter 2, with a brief introduction to this topic presented below. The UA approaches are generally classified into two categories: deterministic based methods and sampling based methods. The former relies on Perturbation Theory (PT), while the latter employs random sampling techniques. Perturbation theory provides the theoretical

foundation for deterministic based methods and has been successfully implemented in various computational codes [54, 55]. To quantify the uncertainty (U) in the responses due to input parameter variations, the sandwich rule is applied. This rule combines the sensitivity matrix $[S]$, representing the response sensitivities to input parameters, with the covariance matrix $[C]$ of the input parameters, as follows [45]:

$$U^2 = |[S]^T \cdot [C] \cdot [S]|. \quad (1.2)$$

One limitation of approaches based on the PT is that they rely on first order approximations. As a result, these methods may produce inaccurate uncertainty estimates when applied to non linear systems or systems subject to large perturbations. In contrast, sampling based techniques for uncertainty quantification involve random sampling of input parameters from their joint probability distributions, with each random sample used in a separate simulation to compute the integral observable of interest. The uncertainty associated with the integral observable is then derived from the statistical analysis of the Monte Carlo simulation results. Transport based codes are particularly well suited for sensitivity and uncertainty analyses in full core calculations, especially those that do not depend on multigroup cross section data. Several computational codes, such as SCALE (TSUNAMI-3D), MCNP, and SERPENT, are widely used for S/U analyses owing to their capability to process continuous energy nuclear data libraries. In these methods, sensitivities are computed and subsequently combined with covariance matrices to estimate uncertainties. Numerous studies have applied both deterministic and sampling based uncertainty propagation approaches [46, 56–59].

5. Brief overview of the Dalat nuclear research reactor

The General Atomic Company developed the well known nuclear reactor design called TRIGA (Training, Research, Isotopes, General Atomics). It has been built in 66 reactors across 24 countries around the world. Of these, five TRIGA reactors have operated in Southeast Asia as follows: Thailand has the TRIGA Mark III reactor, which was built in Bangkok in 1962. In addition, there are four TRIGA Mark II reactors in Indonesia (Bandung, 1965;

Yogyakarta, 1979), Malaysia (Kuala Lumpur, 1982), and Vietnam (Dalat, 1960) [60].

The DNRR was originally a 250 kW TRIGA Mark II research reactor, constructed in the early 1960s and operated from 1963 to 1968. It remained inactive from 1968 until March 1975, and by the end of that month, all TRIGA fuels were unloaded and returned to the United States. Reconstruction and upgrading to 500 kW for the DNRR began in 1982, achieving first criticality on November 1, 1983. In February 1984, the nominal power of 500 kW was reached, with the initial working core loaded with 88 VVR-M2 fuel assemblies, including 36% High Enriched Uranium (HEU). In September 2007, the DNRR started to install the first six Low Enriched Uranium (LEU) fuel bundles, which have an enrichment level of 19.75%. By 2009, the DNRR completed the construction of a core mixture of HEU and LEU, consisting of 92 fuel bundles made of HEU and 12 LEU. In December 2011, the DNRR successfully converted the reactor core to use LEU fuel, which included 92 LEU and 12 beryllium rods surrounding a neutron trap at the center of the reactor core. Table 1.1 illustrates the primary parameters of the DNRR [22–24, 61–65].

When the DNRR was upgraded to 500 kW, most of the core structures from the original TRIGA reactor were retained. These components include aluminum tanks, graphite reflectors, thermal columns, horizontal beam tubes, concrete shielding, and other associated structures. A vertical sectional view of the reactor is presented in Figure 1.2 and a cross sectional view of the reactor pool tank is shown in Figure 1.3 [61, 62, 64].

The reactor core includes a neutron trap, one wet irradiation channel (1-4), and two dry irradiation channels (7-1 and 13-2). Most radioisotopes are produced in the neutron trap, which provides the highest thermal neutron flux, approximately $2.12 \times 10^{13}(\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$, and in the wet irradiation channel 1-4, with a thermal neutron flux of approximately $1.07 \times 10^{13}(\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$. The two pneumatic transfer channels, 7-1 and 13-2, have thermal neutron fluxes of about $4.23 \times 10^{12}(\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1})$, and are primarily used for Neutron Activation Analysis (NAA) applications [62–65].

Table 1.1: Design specifications of the DNRR with LEU fuel.

Parameter	Value
Reactor	
Reactor type	Pool type
Fuel type	Russian VVR-M2
Cooling system	Natural convection
Moderator and coolant	Water
Reflector	Graphite, beryllium, and water
Nominal power (kW)	500
Core	
Number of fuel bundles	92
Regulating rod (stainless steel)	1
Shim rod (B_4C)	4
Safety rod (B_4C)	2
Beryllium rod	12
Irradiation channel	4
Fuel	
U-235 enrichment (wt%)	19.75
Number of fuel elements	3
Outermost element (hexagonal)	1
Inner elements (circular)	2
Fuel element thickness (mm)	2.5
Fuel meat thickness (mm)	0.94
Cladding thickness (mm)	0.78
Cladding material	Al
Fuel meat material	UO_2 -Al
Coolant channel width (mm)	2.5–3.0
Total length of a fuel bundle (mm)	865
Active fuel length (mm)	600

Outside the reactor core, there are a rotary specimen rack, a thermal column, and four beam ports. The rotary specimen rack, used for both Neutron Activation Analysis (NAA) and Radioisotope (RI) production, contains 40 wet irradiation positions with a thermal neutron flux of approximately 4.23×10^{12} (n.cm⁻².s⁻¹). The thermal column, with a thermal neutron flux of about 1.25×10^{11} (n.cm⁻².s⁻¹), is also employed in NAA applications. The four beam ports, including beam tubes No.1, 2, 3, and 4, serve various purposes such as Nuclear Data Measurement (NDM), Prompt Gamma Neutron Activation Analysis (PGNAA), Nuclear Physics Studies (NPS), and Research and Training (R&T). The applications of these irradiation facilities are summarized in Table 1.2 [62–64].

Although the DNRR operates at relatively low power and neutron

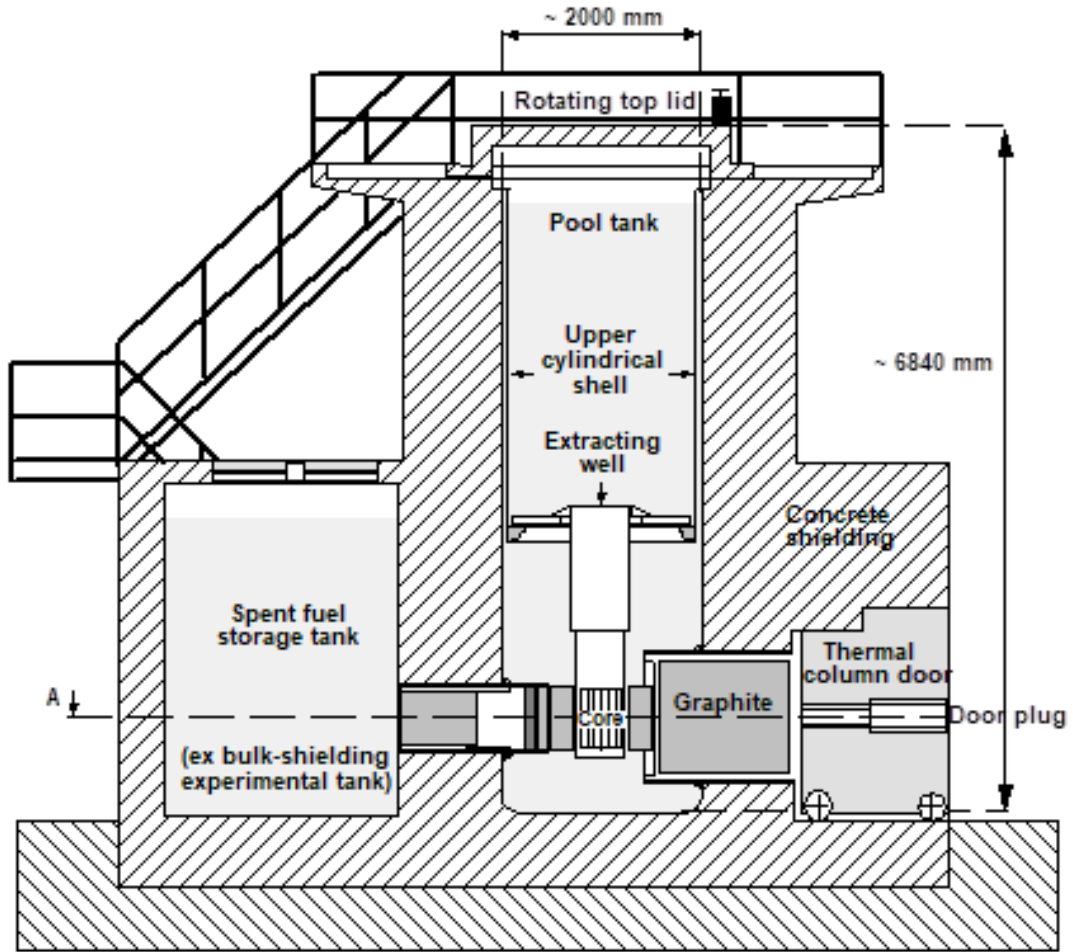


Figure 1.2: Vertical section view of the DNRR.

Table 1.2: Physical characteristics of irradiation facilities in the DNRR.

Irradiation facility	Thermal neutron flux ($\text{n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$)	Applications
Inside the reactor core		
Neutron trap	2.12×10^{13}	RI, NAA, R&T
Channel 1-4	1.07×10^{13}	RI, NAA, R&T
Channel 7-1	4.20×10^{12}	NAA, R&T
Channel 13-2	4.40×10^{12}	NAA, R&T
Outside the reactor core		
Rotary specimen	4.23×10^{12}	NAA, RI, R&T
Thermal column	1.25×10^{11}	NAA, R&T
Beam port 1	1.61×10^6	R&T, NDM, NAA, PGNAA, NPS, ...
Beam port 2	1.02×10^6	R&T, NDM, NAA, PGNAA, NPS, ...
Beam port 3	3.01×10^5	R&T, NDM, NAA, NPS, ...
Beam port 4	4.50×10^5	R&T, NDM, NAA, NPS, ...

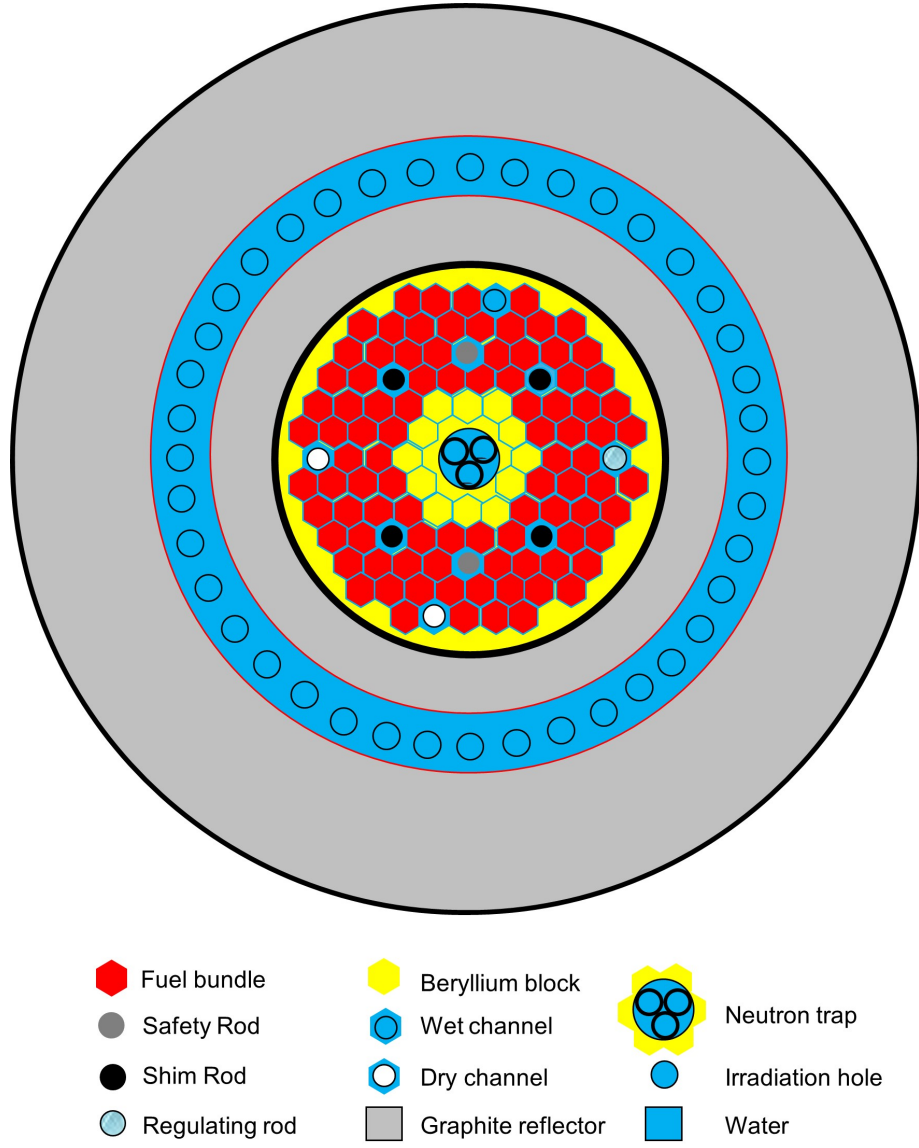


Figure 1.3: Horizontal cross section view of the DNRR pool tank.

flux, it has made significant contributions to Vietnam's social economic development. The reactor supports a wide range of applications in nuclear engineering and the use of radioactive isotopes across medical, agricultural, industrial, geological, hydrological, and environmental fields. Furthermore, the DNRR's focus on reactor engineering, nuclear physics, and applied research has helped to develop a competent and skilled workforce, while fostering national expertise in these areas [63].

6. Objectives of this Dissertation

The principal objective of this dissertation is to perform comprehensive evaluations of the sensitivity and uncertainty associated with nuclear

data used in the analysis of the criticality and kinetic parameters of the DNRR, which operates with 92 LEU fuel bundles. The study aims to assess how the most recent evaluated nuclear data libraries influence main reactor physics parameters and to quantify their corresponding uncertainties. This work contributes to improving the accuracy and reliability of reactor physics calculations and provides essential feedback for the continuous refinement of evaluated nuclear data.

To achieve these goals, a 3D computational model of the DNRR core was developed using MCNP6. The analyses used four evaluated nuclear data libraries, which are ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2, to perform a systematic investigation of their effects on both reactor criticality and kinetic behavior. The study focuses on the major neutronic parameters, including the k_{eff} , β_{eff} , Λ , and l_p . Through the S/U analysis, the research identifies the dominant isotopes and reaction channels contributing to the overall uncertainty of these parameters, thereby providing a quantitative basis for prioritizing nuclear data improvements.

In addition to the nuclear data evaluation, this work also investigates the influence of operational factors, such as fuel burnup, control rod position, and temperature of fuels on the kinetic parameters of the reactor. By examining the behavior of β_{eff} , Λ , and l_p under different core conditions, the dissertation provides insights into the reactor's dynamic response and contributes to enhancing the safety and efficiency of its operation.

The original contributions of this dissertation, supported by the author's published research, can be summarized as follows:

1. Development of a detailed three dimensional computational model of the DNRR using the MCNP6 code, validated against experimental measurements and benchmarked using the Serpent 2 code.
2. Execution of comprehensive sensitivity and uncertainty analyses for the k_{eff} and β_{eff} , focusing on the key isotopes in the fuel, moderator, reflector, and structural materials. These analyses quantify how uncertainties in evaluated nuclear data propagate to reactor responses.

3. Estimation of the kinetic parameters (β_{eff} , Λ , and l_p) using both the adjoint weighted and prompt methods, with additional verification via the $1/v$ absorber insertion approach. Comparisons across nuclear data libraries were performed to evaluate consistency and reliability.
4. Assessment of the sensitivity of kinetic parameters to operating conditions such as fuel burnup, control rod movement, and temperature of fuels variations, providing essential input for the prediction of reactivity feedback and transient behavior.
5. Identification of the major contributors to the uncertainty of both criticality and kinetic parameters, with emphasis on the dominant roles of the elastic and capture reactions of H-1, U-235, Al-27, Be-9, and B-10. The results offer practical guidance for nuclear data evaluators to refine cross section and covariance datasets in future releases.

The results of this research are expected to improve confidence in Monte Carlo-based reactor physics calculations and enhance the reliability of sensitivity and uncertainty analyses for the DNR. The developed methodology and the results obtained provide a quantitative basis for assessing the impact of evaluated nuclear and covariance data on reactor criticality and kinetic parameters. Furthermore, this work serves as a useful reference for future sensitivity and uncertainty studies of the DNR and may provide methodological guidance for similar analyses in other research reactors. The findings also provide quantitative information to support reactor safety assessments by improving the understanding of nuclear data-induced uncertainties in reactor physics calculations.

7. Dissertation outline

This thesis is organized into five main sections, along with additional sections that include relevant publications, an appendix, and the reference list.

- **Introduction** establishes the scientific motivation and objectives of the dissertation, emphasizing its contribution to improving the reliability and accuracy of reactor safety and performance assessments.
- **Chapter 1** presents a comprehensive overview of the theoretical and methodological framework underpinning this study. It describes the configuration of the DNRR, the computational codes and modeling techniques employed, and the evaluated nuclear data libraries utilized in the simulations. Furthermore, it outlines the methodologies used to determine kinetic parameters and the procedures adopted for conducting sensitivity and uncertainty analyses. Particular emphasis is placed on the significance of nuclear data, uncertainty quantification, and sensitivity evaluation in reactor physics, highlighting how variations in nuclear data, operational conditions, manufacturing tolerances, and computational models influence the accuracy and reliability of reactor core simulations. Finally, this chapter establishes the context for subsequent research by defining the dissertation’s main objectives.
- **Chapter 2** describes in detail the methods, models, and data used in the study. It begins by explaining the theoretical background of reactor simulations, introducing both deterministic and Monte Carlo methods, and emphasizing the advantages of MCNP6 for detailed three dimensional transport analysis. The configuration and characteristics of the DNRR with LEU fuel are then described, including its geometry, control rods, and fuel design. Next, the chapter reviews major evaluated nuclear data libraries (ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2) and summarizes the S/U analysis approach based on perturbation theory and the sandwich rule. Finally, it explains the procedures for calculating kinetic parameters, such as the β_{eff} , Λ , and l_p , using the adjoint weighted and prompt methods, as well as the $1/v$ absorber insertion method.
- **Chapter 3** performs comprehensive S/U analyses of the most recent evaluated nuclear data libraries for the operational core of the DNRR employing LEU fuel. The study systematically investigates the influence

of the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2 libraries on reactor criticality and the corresponding S/U characteristics. The results of criticality calculations are presented and validated against experimental measurements to ensure the accuracy and reliability of the computational models. Furthermore, the chapter provides an evaluation of the DNRR kinetic parameters and their associated uncertainties arising from nuclear data. The adjoint weighted and prompt methods were employed to determine the β_{eff} , whereas the l_p was obtained using both the adjoint weighted technique and the $1/v$ absorber insertion method. Sensitivity coefficients were derived from first order perturbation theory, and the propagation of nuclear data uncertainties was performed using the linear Sandwich Rule formalism. The analysis also accounts for variations in reactor operating conditions, including fuel burnup, fuel temperature, and control rod positioning, with evaluations carried out at both the beginning and end of the reactor cycle to compare methodologies and the effects of different nuclear data libraries.

- **Conclusions and future work** summarizes the main findings and conclusions of the study, emphasizes the scientific contributions of the dissertation, and suggests potential directions for future research.

Chapter 2 METHODS AND MODELLING

This chapter presents the computational methods and reactor modeling approach employed in this study to investigate the influence of nuclear data on criticality and kinetic parameters of the DNRR core with 92 low enriched uranium (LEU) fuel bundles. The analyses were performed using the MCNP6.3 code and several latest evaluated nuclear data libraries [1, 66]. A high fidelity three dimensional model of the DNRR core was developed using MCNP6.3. The investigated nuclear data libraries included ENDF/B-VIII.0 [25], JEFF-3.3 [26], JENDL-5 [27], and CENDL-3.2 [28].

The reactor parameters investigated include the effective multiplication factor (k_{eff}), the effective delayed neutron fraction (β_{eff}), the neutron generation time (Λ), and the prompt neutron lifetime (l_p). The β_{eff} was calculated using both the adjoint weighted method and the prompt k ratio method [5, 11, 67]. The Λ and l_p were determined using adjoint weighted method and $1/v$ absorber insertion method. To quantify the influence of nuclear data on these reactor parameters, sensitivity and uncertainty (S/U) analyses were performed using first order perturbation theory and an adjoint based approach. The theoretical framework follows the adjoint sensitivity methodology developed by Gandini and Cacuci and subsequently applied to reactor physics and nuclear data uncertainty analyses [16, 52, 55]. The sensitivity coefficients were combined with covariance data using the sandwich rule to estimate uncertainties induced by nuclear data and identify the dominant contributors to the overall response uncertainty [14, 16, 52].

2.1 The Dalat nuclear research reactor with low enriched uranium fuel

2.1.1 *The reactor core*

This section describes the principal design features of the DNRR with the LEU core configuration. Particular attention is given to the reactor core, fuel bundles, and control rods, which constitute the basis of the Monte Carlo model developed in this study. The reactor core of the DNRR is housed within an aluminum cylindrical tank with a height of 60 cm and a diameter of 44.2 cm. The reactor core comprises vertically arranged fuel assemblies,

beryllium blocks, control rod guide tubes, irradiation channels, and other structural components. These elements are secured by two perforated plates, known as grid plates, located at the bottom of the core. The grid plates contain 121 holes arranged in a hexagonal lattice pattern, where each cell has a hexagonal cross section with a width of 35 mm across its parallel sides. Among these, 114 hexagonal cells are available for positioning fuel assemblies, beryllium blocks, or irradiation channels. The remaining seven cells are specifically designated for control rod guide tubes, which have an inner diameter of 33 mm. All control rod guide tubes are wet type designs, featuring perforations at their lower sections to enhance coolant circulation and facilitate water expulsion during rapid rod insertion. The reactor core is supported by a structural frame and is positioned approximately 60 cm above the bottom of the aluminum tank. The configuration of the DNRR core with 92 low enriched uranium (LEU) fuel assemblies is illustrated in Figure 2.1 [20, 21, 61, 62, 64, 68].

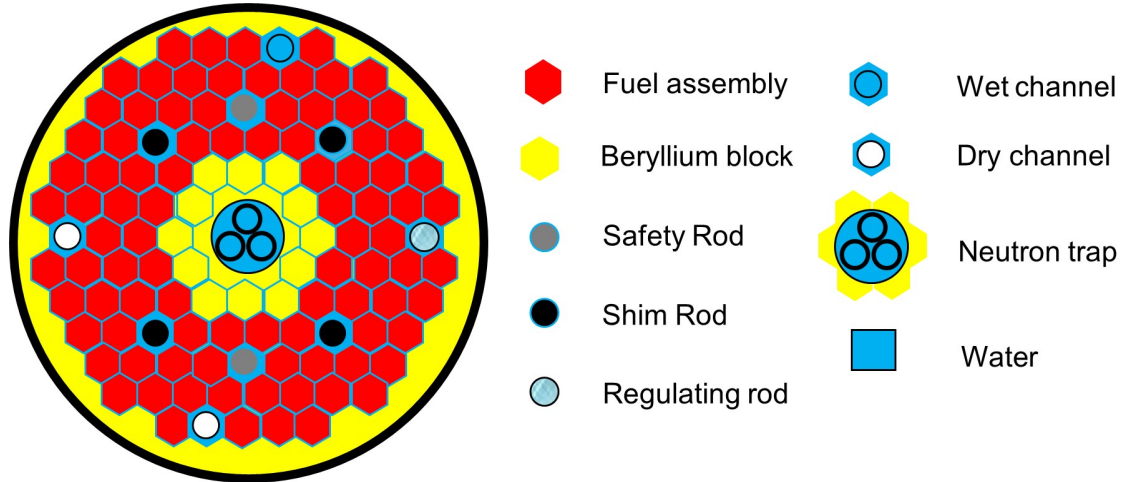


Figure 2.1: Configuration of the reactor core with 92 LEU fuel bundles.

The reactor core is configured with 92 LEU fuel assemblies containing 19.75% enriched uranium, three irradiation channels (including two dry channels and one wet channel), 12 beryllium rods that function as surrounding neutron traps, and an additional neutron trap incorporating three wet channels. The fuel assemblies are VVR-M2 tubular fuel elements manufactured in Russia. Each assembly consists of three coaxial annular fuel tubes, along

with a header and a tail section. The outermost fuel tube has a hexagonal cross section with a width of 32 mm across its parallel sides, while the two inner tubes are circular with outer diameters of 22 mm and 11 mm, respectively. The beryllium rods also feature a hexagonal cross section, measuring 32 mm across the parallel sides [62].

Several vertical irradiation facilities are incorporated within the reactor core. The central region of the core comprises 12 cells designed to accommodate 12 beryllium blocks arranged around a hollow space filled with water, forming the central neutron trap. Additionally, multiple cells located at the periphery of the core are designated for both wet and dry irradiation channels. Currently, cell 1-4 functions as a wet irradiation channel, while cells 7-1 and 13-2 are utilized as pneumatic (dry) irradiation channels [62, 63, 65].

2.1.2 *The fuel bundles*

The LEU fuel bundles employed in the reactor core are of the VVR-M2 type, manufactured in Russia. The VVR-M2 design consists of several coaxial fuel rods (fuel elements). The outermost fuel element has a hexagonal cross section, measuring 32 mm across its parallel sides, while the two inner fuel elements are circular with outer diameters of 22 mm and 11 mm, respectively. Each fuel element comprises three layers: the fuel meat, made of a UO_2 -Al dispersion containing 49.7 g of uranium enriched to 19.75%, has a thickness of 0.94 mm; this is surrounded by two layers of aluminum alloy cladding with a total thickness of 0.78 mm. The fuel rod design includes two cooling channels utilizing light water for neutron moderation and heat removal, as well as two cladding layers enclosing the central fuel meat. Water flows through a gap of 2.5–3 mm between the fuel elements to enhance cooling efficiency. The total length of the fuel assembly is 865 mm, with an active fuel length of 600 mm, while the remaining non fuel structural components are made of aluminum alloy. The design specifications of the VVR-M2 LEU fuel bundle are illustrated in Figure 2.2 [62].

Table 2.1: Design parameters of the VVR-M2 LEU fuel bundle.

Parameter	Value
Number of fuel tubes	3
Hexagonal tube	1
Cylindrical tube	2
Length of fuel bundle (mm)	
Total length	865
Fuel length (active height)	600
Fuel and cladding	
Cladding material	Al
Fuel meat thickness (mm)	0.94
Cladding thickness (mm)	0.78
Fuel material	UO_2 -Al
Total U-235 mass (g)	49.7
U-235 enrichment (wt%)	19.75
Fuel composition (wt%)	
U-234	0.14
U-235	12.60
U-238	22.26
Al-27	65.00

The head of the fuel bundle, which is slightly wider than the outermost fuel element at 35 mm across its parallel sides but retains a hexagonal shape, connects the outermost fuel element to the fuel assembly structure. This design allows adjacent fuel assemblies to provide mutual support at the top of the core through the contact of their header edges. The fuel head is equipped with six holes to facilitate water flow between the fuel tubes and to allow the release of water from the assembly. Additionally, the upper part of the header is designed to accommodate a specialized handling tool for fuel assembly manipulation. At the bottom of the core, the fuel assemblies are secured by inserting their tail sections into openings on two grid plates. The Russian VVR-M2 type LEU fuel bundle, including its cross sectional views and dimensional specifications, is illustrated in Figure 2.2 [62].

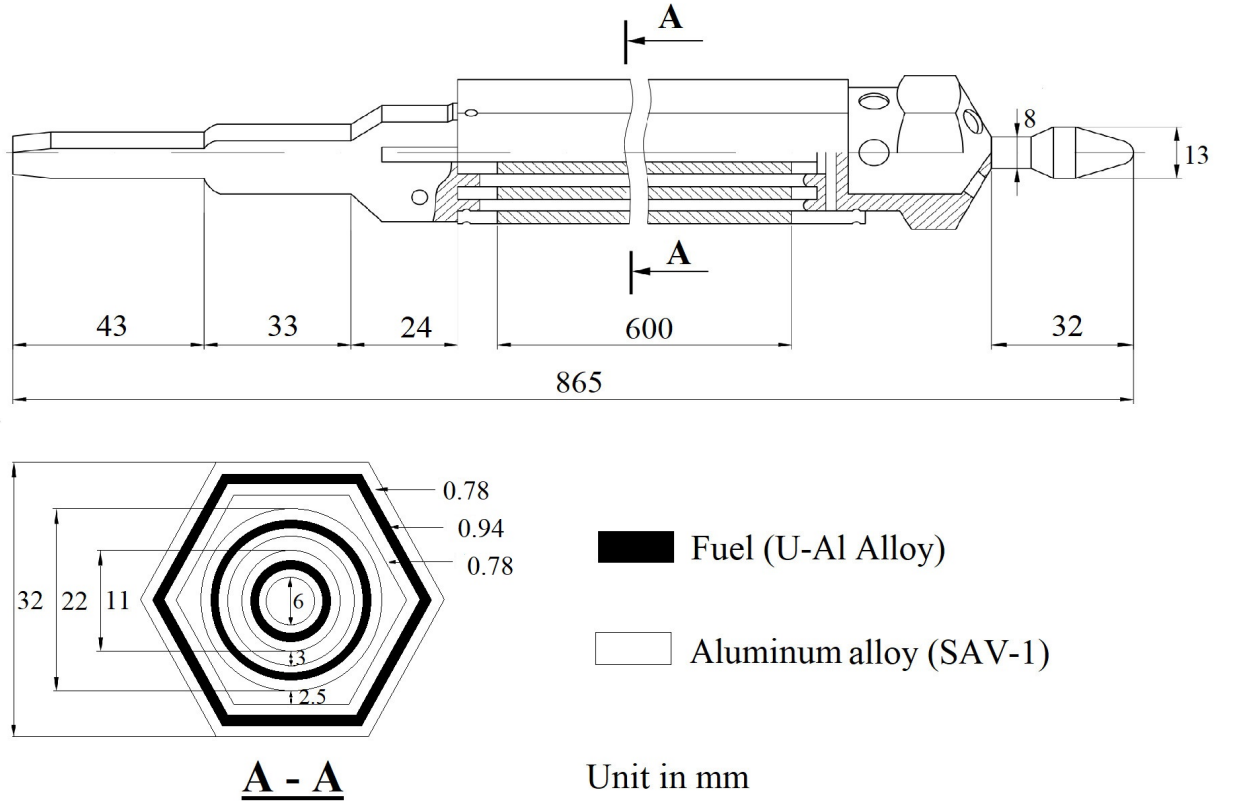


Figure 2.2: Cross sectional views and dimensional parameters of the Russian VVR-M2 type LEU fuel bundle.

2.1.3 Control rods

The reactor control and protection system comprises seven control rods symmetrically positioned within the reactor core. These include two safety rods (SR), four shim rods (ShR), and one automated regulator rod (AR). The AR rod is fabricated from stainless steel, whereas the ShR and SR rods are constructed from boron carbide (B_4C) with a density of 1.7 g/cm^3 . Each rod has an absorption length of 650 mm, sufficient to cover the entire active core height. The control rods have an outer diameter of 27 mm, which includes both the absorbent material and the stainless steel cladding. All control rods operate within wet channels, and their guide tubes are made of aluminum. The configuration and design of the DNRR control rods are depicted in Figure 2.3 [23, 62].

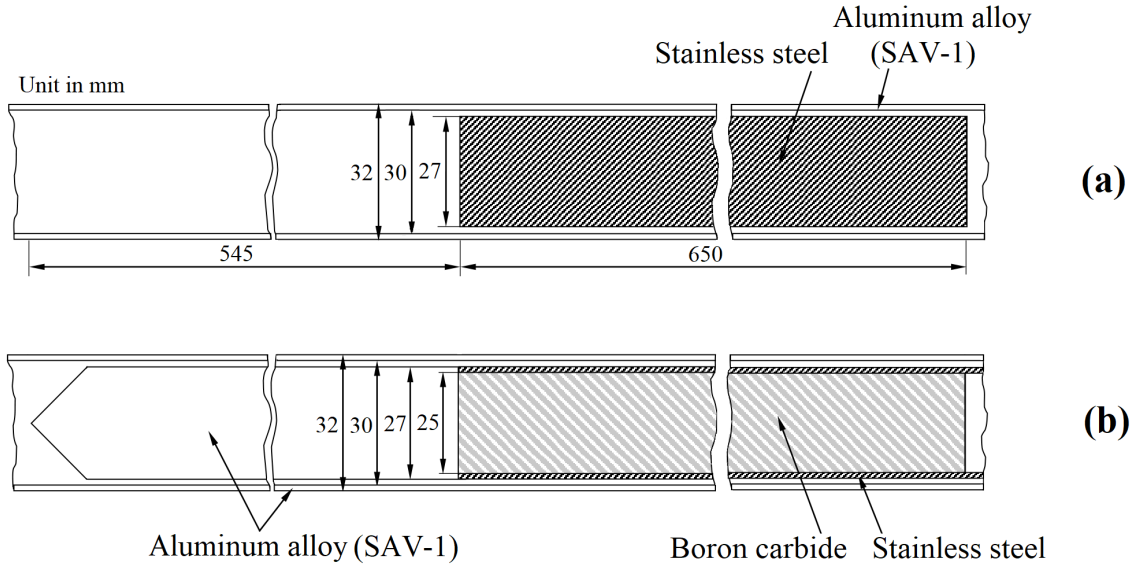


Figure 2.3: The control rods of the DNRR.

Both SR can be rapidly inserted into the reactor core, with each rod independently capable of terminating the fission chain reaction and shutting down the reactor. The four ShR are designed to compensate for the reactor's excess reactivity and also contribute to reactor shutdown. When partially withdrawn, the ShR can be freely dropped into the core, providing greater negative reactivity than the SR and ensuring that the reactor reaches a deeply subcritical state upon shutdown. The maximum withdrawal speed of either a SR or ShR is 3.4 mm/s. The AR is responsible for controlling the reactor power during automatic operation, with a maximum withdrawal speed of 20 mm/s. In emergency conditions, all SR and ShR are designed to be fully inserted into the reactor core within one second [62].

2.2 Code and reactor model

2.2.1 MCNP6 code

The MCNP6 code (Monte Carlo N-Particle) is a general purpose, continuous energy, generalized geometry, and time dependent Monte Carlo code capable of simulating the transport of 37 different particle types across a wide range of energies. Its applications include criticality analysis, shielding design, dosimetry, detector response modeling, and other areas of reactor

and radiation physics. The origin of MCNP dates back to 1977, when various Monte Carlo codes developed for specific applications were integrated to form the first generic Monte Carlo particle transport code. Since then, MCNP has evolved into a comprehensive and versatile tool, serving as a significant repository of physics knowledge and computational expertise. To perform a simulation, the user prepares an input file specifying the problem definition, including geometry, material compositions, selected cross section data, source characteristics, desired tallies or outputs, and any variance reduction techniques employed to enhance computational efficiency [66].

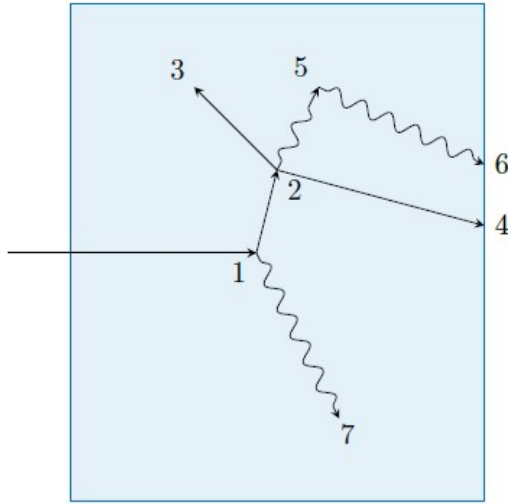
The Monte Carlo method and the deterministic transport method represent fundamentally different approaches to solving neutron transport problems. The discrete ordinates method, as a deterministic technique, solves the transport equations to determine the average behavior of particles within the system. In contrast, the Monte Carlo method derives solutions by simulating individual particle histories and recording specific characteristics of their collective behavior. Beyond these differing methodologies, the two approaches also differ conceptually in defining what constitutes a solution. It is often stated that the Monte Carlo method solves the integral form of the transport equation, whereas the discrete ordinates method addresses the integral differential form. However, this distinction is somewhat misleading for two reasons. First, the integral and integral differential transport equations are mathematically equivalent, and solving one inherently satisfies the other. Second, the Monte Carlo method does not require explicit formulation of the transport equation to solve a given problem; instead, it effectively addresses transport phenomena by tracking particle histories through stochastic simulation. Nevertheless, it is possible to construct a probability equation that describes particle scattering in phase space, which corresponds precisely to the integral form of the transport equation [66].

The Monte Carlo method is particularly well suited for addressing complex, three dimensional, and time dependent problems in neutron and particle transport. Unlike deterministic approaches, it does not require the introduction of phase space regions or the use of average approximations in

space, energy, or time. Instead, the method relies on an accurate and detailed representation of the physical data for each element of the problem. Monte Carlo simulations model stochastic transport processes, including the interactions between nuclear particles and materials, making the method especially valuable for analyzing complex scenarios that deterministic algorithms may be unable to characterize effectively. The method simulates the sequence of individual probabilistic events that define a particle's history from birth to termination, and these histories can also be generated in parallel to improve computational efficiency. The probability distributions governing these events are sampled statistically, thereby providing a comprehensive representation of the underlying physical phenomena [66].

Monte Carlo simulations are typically performed on computers due to the large number of iterations required to accurately represent stochastic events. The statistical sampling technique employed by the method is based on the random selection of numbers, analogous to games of chance in a casino, which is the origin of the term "Monte Carlo." The Monte Carlo method is recognized for its high accuracy and is widely used in particle transport simulations for conducting numerical experiments. The approach involves carefully tracking the trajectories of numerous particles from their points of origin until their final outcomes, such as absorption or escape from the system. Throughout this process, probability distributions are sampled stochastically, using nuclear data to determine the outcomes at each stage of a particle's lifetime [66].

The MCNP code models neutrons and photons as particles that travel in straight line paths between successive collisions. Figure 2.4 illustrates the random trajectory of a neutron interacting with a solid material capable of undergoing nuclear fission. Random numbers uniformly distributed between 0 and 1 are sampled to determine the occurrence, location, and timing of interactions, governed by the underlying physics principles and probabilities derived from nuclear data. In the example depicted, the first event involves a neutron collision with the solid material. In the second event, nuclear fission takes place, resulting in the termination of the incident neutron and



Event Record:

- 1: Scattering of neutrons and production of photons.
- 2: Fission and production of photons.
- 3: Capture of neutrons.
- 4: Leakage of neutrons.
- 5: Scattering of photons.
- 6: Leakage of photons.
- 7: Capture of photons.

The zigzag lines are used to show the trajectory of photons or neutrons. However, the MCNP code simplifies photon and neutron travel as a straight line between collision events.

Figure 2.4: The random walks of the different particles [66].

the production of two neutrons and a photon. One of these neutrons and the photon are retained for subsequent tracking. During the third event, the primary fission neutron is captured and terminated. The previously stored neutron is then released and, in the fourth event, exits the material through a randomly determined path. The photon generated from fission undergoes a collision at the fifth event but escapes the material during the sixth event. Finally, in the seventh event, photons remaining from the initial interaction are captured. It is noteworthy that MCNP manages the particle bank using a last in, first out (LIFO) protocol, where the most recently stored particle is the first to be processed. Upon completion of a particle history, further event simulations progressively refine the understanding of neutron and photon distributions, enabling the calculation of desired quantities along with their associated statistical uncertainties [66].

The processed data from nuclear data evaluations are formatted for use in the MCNP code through tools such as NJOY, which generate ACE formatted nuclear data libraries [69]. Various nuclear data tables are available to describe different types of interactions involving neutrons, including neutron induced photon production, photon interactions, neutron dosimetry or activation, and thermal particle scattering represented by $S(\alpha, \beta)$ data. For example, the thermal scattering library based on ENDF/B-VIII.0 includes data for 34 materials and encompasses 253 evaluations [70]. Photon

interaction tables are available for all elements with atomic numbers from 1 to 100. The MCNP code is capable of modeling processes such as elastic and inelastic scattering, photoelectric absorption, pair production, and fluorescence emission. Scattering angular distributions are refined using atomic form factors and incoherent scattering functions. Additionally, the MCNP database contains cross section data for approximately 2000 dosimetry and activation reactions, covering more than 400 target nuclei in both ground and excited states. These cross sections can be employed as energy dependent response functions for calculating reaction rates but are not suitable for use as transport cross sections in neutron transport simulations [66].

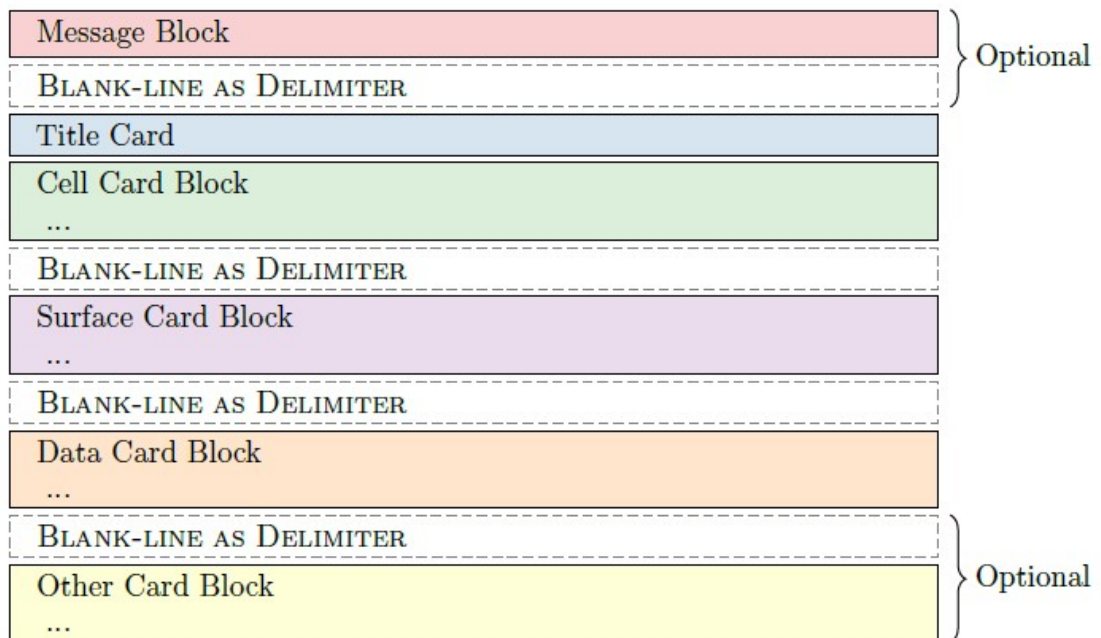


Figure 2.5: The format of the MCNP6 input file [66].

The MCNP6 represents not only a simple and precise integration of the functionalities of MCNP5 and MCNPX, but also a significant advancement beyond the combined capabilities of these two codes. It is the first version to implement adjoint weighted tallies for perturbation theory in continuous energy Monte Carlo simulations. The use of adjoint weighted tallies in MCNP6 requires the application of integrated fission probabilities, a technique previously employed in MCNP5 for the calculation of adjoint weighted reactor kinetics parameters. MCNP6 also enables the computation of sensitivity coefficients for the multiplication factor (k) with respect to specific

cross sections. The input structure of MCNP6 consists of three required blocks and an optional block, as illustrated in Figure 2.5. Each block is separated by a single empty line, which may also serve as an optional end of input indicator. It is essential to avoid including additional empty lines between blocks, as this may cause the input to be ignored and lead to confusing or fatal errors during execution [66].

2.2.2 *The reactor model*

MCNP6 employs an accurate geometric modeling framework capable of representing arbitrary three dimensional configurations of user defined materials within geometric cells. These cells are defined by the intersection, combination, or exclusion of regions bounded by surfaces, with Boolean operators used to combine fundamental geometric shapes such as spheres, boxes, and cylinders. This capability enables detailed and precise modeling of complex systems, including nuclear reactors such as the DNRR. By specifying geometric cells with high accuracy, users can achieve precise neutron transport simulations. Furthermore, MCNP6 incorporates advanced features, including variance reduction techniques and parallel processing, which enhance computational efficiency. These capabilities make MCNP6 a powerful and versatile tool for investigating neutron behavior across a wide range of applications in nuclear science and engineering [66].

The DNRR comprises numerous complex components that can be simulated with high accuracy using MCNP6. A critical aspect in modeling the DNRR with MCNP6 is the precise representation of both material compositions and geometric configurations. The DNRR model includes a water tank, 92 fuel assemblies, four control rods, two safety rods, one regulating rod, two irradiation channels (one wet and one dry), 12 beryllium rods surrounding the neutron trap, a rotary specimen rack containing 40 wet irradiation channels, a graphite reflector, four horizontal neutron beam ports, a thermal column, and other structural features. Detailed descriptions of the DNRR structures are provided in Section 2.1.1. Figures 2.6 and 2.7 illustrate the vertical and horizontal cross sectional views of the DNRR model generated using MCNP6.

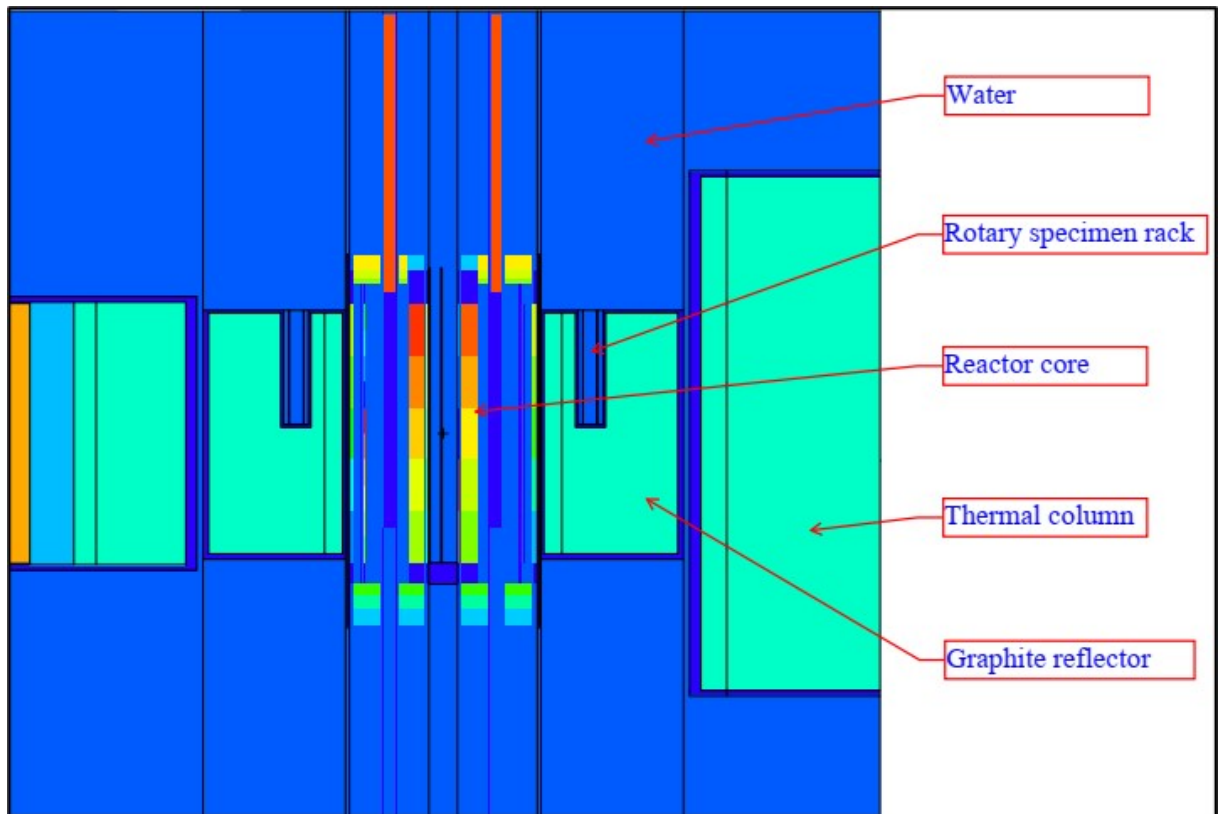


Figure 2.6: The vertical views of the DNRR model using the MCNP6.

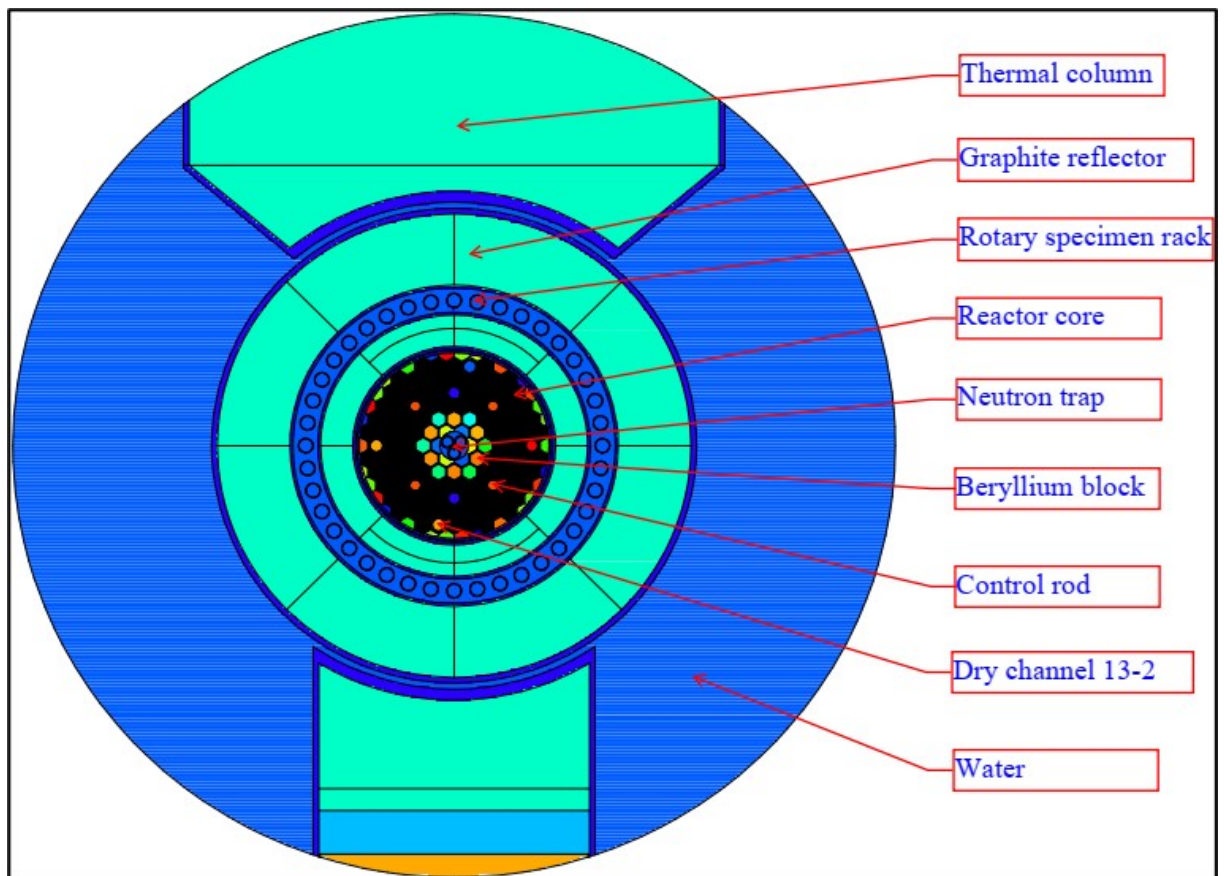


Figure 2.7: The horizontal views of the DNRR model using the MCNP6.

The DNRR model, comprising both the water tank and reactor core, has an approximate diameter of 200 cm and a height of 185 cm.

Accurate definition of all core components in the MCNP6 model is essential for reliable simulation of the DNRR behavior. To simplify calculations and enhance model quality while preserving the core's neutronic characteristics, homogenization was applied at the top and bottom regions of certain components, including the fuel assemblies, beryllium rods, and both dry and wet irradiation channels [22–24]. This homogenization process reduces geometric complexity without compromising the accuracy of material properties. According to Chu et al. (2024) [23], the difference in the calculated the k_{eff} between the homogenized and non homogenized models was less than 20 pcm, indicating negligible impact on criticality results. The effect of beryllium poisoning in the reactor core was included in the reactor model. The MCNP6 simulations were performed using 500 active cycles following 50 inactive cycles, with each cycle tracking 10^6 neutron histories, to ensure that the statistical uncertainty of the k_{eff} remained below six pcm [66].

2.3 Nuclear data libraries

2.3.1 *Evaluated Nuclear Data File (ENDF)*

The Evaluated Nuclear Data File (ENDF) format for nuclear data libraries was introduced at the CSEWG meeting in 1966 to provide a standardized database intended for reactor physics calculations [71]. A nuclear data library is a compilation of evaluated data prepared by accredited organizations and structured to support various applications, including reactor design and analysis. The ENDF format libraries consist of collections of nuclear data evaluations organized in a standardized format to facilitate consistent use in nuclear data processing codes. In addition to establishing a common basis for all nuclear data evaluations, the development of an evaluated nuclear data file was essential for performing accurate reactor design calculations. This system, referred to as ENDF/B (with "B" designating the version series), has undergone multiple revisions. Table 2.2 provides a concise summary of the major ENDF versions released to date, along with

information on their formats, evaluation methodologies, and associated documentation [71, 72].

The ENDF/B library provides comprehensive nuclear data essential for a wide range of applications in reactor physics and nuclear engineering. It includes neutron cross sections and distributions, photon production from neutron interactions, limited data on charged particle production from neutron reactions, photo atomic interaction data, thermal neutron scattering information, and radionuclide production and decay data. The library offers complete evaluations for numerous materials, ensuring the accuracy and reliability of nuclear data used in criticality safety assessments and neutron transport simulations. This detailed dataset enables precise modeling and prediction of nuclear reactions, thereby supporting the design and analysis of nuclear systems. As a result, the ENDF/B library serves as an invaluable resource for researchers and engineers involved in nuclear projects requiring dependable data for criticality safety evaluations.

Table 2.2: Overview of ENDF versions and formats.

Library version	Release year	Format
ENDF/B-I	July 1968	ENDF-1 format [73]
ENDF/B-II	Aug. 1970	ENDF-2 format [74, 75]
ENDF/B-III	late 1972	ENDF-3 format [74, 75]
ENDF/B-IV	Feb. 1975	ENDF-4 format [76]
ENDF/B-V.0	July 1979	ENDF-5 format [77]
ENDF/B-V.1	1983	ENDF-5 format [77]
ENDF/B-V.2	Jan. 1985	ENDF-5 format [77]
ENDF/B-VI.0	July 1990	ENDF-6 format, 1990 revision [78]
ENDF/B-VI.1	Sep. 1991	ENDF-6 format, 1991 revision [78]
ENDF/B-VI.2	June 1993	ENDF-6 format, 1991 revision [78]
ENDF/B-VI.3	May 1995	ENDF-6 format, 1993 revision [78]
ENDF/B-VI.4	Dec. 1996	ENDF-6 format, 1993 revision [78]
ENDF/B-VI.5	1997–1998	ENDF-6 format, 1997 revision [78]
ENDF/B-VI.6	1998–1999	ENDF-6 format, 1997 revision [78]
ENDF/B-VI.7	1999–2000	ENDF-6 format, 1997 revision [78]
ENDF/B-VI.8	2001	ENDF-6 format, 2001 revision [78]
ENDF/B-VII.0	Dec. 2006	ENDF-6 format, 2009 revision [79]
ENDF/B-VII.1	Dec. 2011	ENDF-6 format, 2011 revision [79]
ENDF/B-VIII.0	Dec. 2018	ENDF-6 format, 2018 revision [25]

In addition to core neutron data, the library contains decay data, fission product yields, and thermal scattering law information, making it a

versatile tool for diverse applications in nuclear engineering. Access to the ENDF/B library is provided through various software packages and data processing tools, facilitating detailed simulations and analyses. The data within the library undergo rigorous evaluation and validation and are only modified or replaced when necessary to reflect improvements in nuclear data standards or evaluations [71, 72].

With support from the United States and the global nuclear research community, the Cross Section Evaluation Working Group (CSEWG), which oversees the ENDF library project, has released the updated ENDF/B-VIII.0 library. The library is available in both the traditional ENDF-6 format and the more recent Generalized Nuclear Database Structure (GNDS) format, providing flexible access to its extensive collection of evaluated data. Enhancements in ENDF/B-VIII.0 include updated data for neutron reactions involving metals, actinides, structural materials, light nuclei, and dosimetry cross sections, as well as improvements in fission energy release data, decay data, charged particle interactions, and thermal neutron scattering information. These advancements are designed to improve the modeling of neutron interactions with materials, particularly for low energy neutron reactions in molecular systems [25].

2.3.2 Joint Evaluated Fission and Fusion Nuclear Data Library (JEFF)

The OECD Nuclear Energy Agency (NEA) was established on February 1, 1958, originally under the name European Nuclear Energy Agency within the framework of the Organisation for European Economic Cooperation (OEEC). Today, the NEA operates as part of the OECD and comprises 34 member countries. These include Australia, Austria, Belgium, Bulgaria, Canada, the Czech Republic, Denmark, Estonia, Finland, France, Germany, Greece, Hungary, Iceland, Ireland, Italy, Lithuania, Luxembourg, Mexico, the Netherlands, Norway, Poland, Portugal, Romania, the Slovak Republic, Slovenia, Spain, Sweden, Switzerland, Turkey, the United Kingdom, and two

non European OECD members: the United States and Japan. The development of the JEFF project under the auspices of the NEA is illustrated in Figure 2.8 [37].

The primary objective of the Joint Evaluated Fission and Fusion (JEFF) Project is to develop a comprehensive reference nuclear data library through collaborative efforts among the member countries of the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) Data Bank. The JEFF Nuclear Data Library represents the outcome of contributions from the 34 OECD member countries participating in the NEA Data Bank. The project integrates the work of multiple specialized working groups across various scientific disciplines to produce thoroughly reviewed nuclear data sets applicable to both fission (JEF and JEFF libraries) and fusion (EFF libraries) applications. For fission related applications, the JEFF library provides a wide range of data types, including neutron and proton interaction cross sections, radioactive decay data, fission yield data, thermal scattering law data, and photo atomic interaction data.

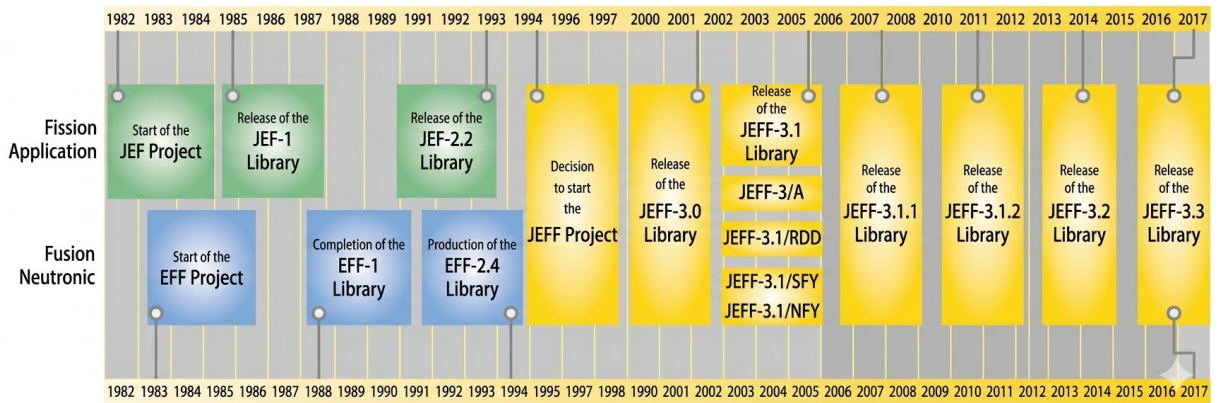


Figure 2.8: The progression of the JEFF project.

The release of the JEFF-3.3 library in 2017 represented a significant update and expansion of previous versions. This library includes evaluated data for neutrons, protons, deuterons, tritons, helions, alpha particles, radioactive decay, fission yields, neutron activation, and thermal neutron scattering for 20 different compounds. Additionally, it includes specialized sublibraries for incident alpha particles, deuterons, gamma rays, helium-3, protons, and tritons, all formatted in the ENDF structure, similar to the

ENDF/B-VIII.0 library. JEFF-3.3 serves as a versatile resource applicable to a wide range of nuclear technology fields, encompassing both energy and nonenergy sectors. The primary objective of this library is to enhance the accuracy of nuclear data for neutron transport calculations. These calculations are essential for the design, performance evaluation, and safety analysis of power and research reactors, as well as for criticality safety assessments of spent nuclear fuel, nuclear safeguards, nuclear security, and fundamental scientific research [26].

2.3.3 Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)

The first version of the Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL), JENDL-1, was released to the public in 1977. This initial version contained neutron induced reaction cross sections for 72 nuclides, primarily intended for applications in Fast Breeder Reactor (FBR) systems [80]. Since its introduction, the JENDL library has undergone numerous revisions to meet the evolving requirements of fast reactors, thermal reactors, Light Water Reactor (LWR), fusion reactors, and neutron shielding applications [81]. The latest edition, JENDL-5, released in 2021, features substantial updates to the data for minor actinides and fission products. Furthermore, this version includes significantly expanded covariance data for actinides, enhancing its suitability for neutronic calculations in fission reactor analyses compared to earlier versions [27]. The characteristics of the JENDL nuclear data library are summarized in Table 2.3 [27, 36, 80–83].

JENDL-5 incorporates several special purpose data files to enhance its applicability in diverse nuclear analyses. These include activation cross sections, high energy dosimetry data, fission product yields, and photonuclear reaction data. Significant improvements have also been made in the thermal scattering law data, alongside extensions in the upper energy limits, the range of reaction types, target nuclides, and covariance information. The structure of JENDL-5 comprises 11 sublibraries, which collectively provide comprehensive nuclear data. These sublibraries cover neutrons, thermal scattering laws, fission product yields, decay data, protons, deuterons, alpha

Table 2.3: Characteristics of the JENDL nuclear data library.

Library version	Release year	Application	Nuclide ^a	γ -production ^b	Covariance ^c	DDX ^d
JENDL-1	1977	FBR	72	0	0	0
JENDL-2	1982	FBR, LWR	181	0	0	0
JENDL-3.0	1989	General	171	59	1	0
JENDL-3.1	1990	General	324	59	1	0
JENDL-3.2	1994	General	332	66	1	0
JENDL-3.3	2002	General	337	114	20	60
JENDL-4.0	2010	General	406	354	95	318
JENDL-5	2021	General	795	794	105	337

^a Number of isotopes and natural elements.^b Number of nuclides containing secondary γ -ray production data.^c Number of nuclides containing covariances.^d Number of nuclides containing double-differential cross sections $d^2\sigma/dE/d\omega$.

particles, photonuclear data, photon atomic data, electron atomic data, and atomic relaxation data [27].

2.3.4 Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL)

Since the 1970s, the development of the Chinese Evaluated Nuclear Data Library (CENDL) has been a collaborative effort between the China Nuclear Data Center (CNDC) and the Chinese Nuclear Data Cooperation Network (CND CN). This initiative, referred to as the CENDL project, has progressed through the active engagement of the CENDL working group, combining resources and expertise in both experimental measurements and nuclear data evaluations. As a result of these sustained efforts, several major versions of the CENDL library have been released: CENDL-1.0 in 1985 [84, 85], CENDL-2.0 in 1993 [84, 85], CENDL-3.0 in 2000 [86], CENDL-3.1 in 2009 [87], and the most recent CENDL-3.2 in 2020 [28]. These versions were primarily developed to provide evaluated neutron reaction data covering a broad range of nuclides, from light elements to heavy nuclei. The overall structure and content of the CENDL nuclear data library are summarized in Table 2.4 [28].

In the most recent phase of the CENDL project, significant advancements have been made in nuclear reaction modeling, experimental measurement techniques, data evaluation methodologies, visualization systems for data assessment, and benchmark testing tools. These developments have

contributed to enhancing the quality and reliability of the newly evaluated nuclear data. As a result of these efforts, a new neutron data library, CENDL-3.2, has been produced. This latest version encompasses evaluated data for 272 nuclides, representing a substantial expansion compared to the 37 nuclides included in the initial CENDL-1.0 release. Due to the absence of thermal scattering data in the CENDL-3.2 library, the corresponding thermal scattering data from the ENDF/B-VIII.0 library were adopted in this study. The construction of CENDL-3.2 was aimed at providing high precision and comprehensive nuclear data to support modern applications in nuclear science, engineering, technology, and other related fields [28].

Table 2.4: Summary of the CENDL nuclear data library versions.

Library version	Release year	Application	Nuclide	Format
CENDL-1.0	1985	General	36	ENDF-5
CENDL-2.0	1993	General	54	ENDF-6
CENDL-3.0	2000	General	200	ENDF-6
CENDL-3.1	2009	General	200	ENDF-6
CENDL-3.2	2020	General	272	ENDF-6

2.4 Methods for sensitivity/uncertainty analysis

2.4.1 *Sensitivity/uncertainty theory*

A first order perturbation theory based method can propagate uncertainty in the reaction cross sections to the full core calculation by simulating the core of a reactor. Uncertainties are transmitted from the input parameter covariance data to the responses of interest via the sandwich rule, which necessitates calculating sensitivity coefficients. This process is divided into two parts: sensitivity analysis and uncertainty analysis. Consider the linear system shown below [45, 52, 53, 88, 89].

$$\Psi(\alpha).\varphi = \theta(\alpha). \quad (2.1)$$

In which: Ψ is a vector of operators that works linearly on the state vector φ , however, there is the possibility that they have a nonlinear reliance on the parameter of the system. These operators may be differential, integral, ... φ is a state vector or the variable that was calculated.

α is a vector that contains the physical characteristics of the system, including cross sections, dimensions, decay data, ...

θ is a column vector denoting the non homogeneous source terms. It may have a nonlinear dependence on the system's parameters.

Let Θ be a system response (usually k_{eff}), which is contingent upon multiple parameters: $(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_N)$. These parameters may be characterized as random variables adhering to a normal distribution, contingent upon their nominal or mean values (α_i^0) and their deviations or standard deviations $(\Delta\alpha_i)$. In this formulation, the relevant responses to the issue are specified as follows:

$$\Theta = \Theta(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_E) = \Theta(\alpha_1^0 + \Delta\alpha_1, \alpha_2^0 + \Delta\alpha_2, \dots, \alpha_E^0 + \Delta\alpha_E). \quad (2.2)$$

Using a Taylor series that revolves around the nominal values of the parameters, this response may be enlarged up to the following:

$$\begin{aligned} \Theta &= \Theta(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_E) \\ &= \Theta(\alpha_1^0 + \Delta\alpha_1, \alpha_2^0 + \Delta\alpha_2, \dots, \alpha_E^0 + \Delta\alpha_E) \\ &= \Theta(\alpha^0) + \sum_{i_1=1}^E \left(\frac{\partial \Theta}{\partial \alpha_{i_1}} \right)_{\alpha^0} \Delta\alpha_{i_1} \\ &\quad + \frac{1}{2!} \sum_{i_1, i_2=1}^E \left(\frac{\partial^2 \Theta}{\partial \alpha_{i_1} \partial \alpha_{i_2}} \right)_{\alpha^0} \Delta\alpha_{i_1} \Delta\alpha_{i_2} \\ &\quad + \dots \\ &\quad + \frac{1}{n!} \sum_{i_1, i_2, \dots, i_n=1}^E \left(\frac{\partial^n \Theta}{\partial \alpha_{i_1} \partial \alpha_{i_2} \dots \partial \alpha_{i_n}} \right)_{\alpha^0} \Delta\alpha_{i_1} \Delta\alpha_{i_2} \dots \Delta\alpha_{i_n}. \end{aligned} \quad (2.3)$$

It is possible to eliminate the nonlinear elements of the Taylor expansion, as a general rule, since a response is a linear function of the parameters:

$$\begin{aligned} \Theta(\alpha_1, \alpha_2, \dots, \alpha_E) &= \Theta(\alpha^0) + \sum_{i_1=1}^E \left(\frac{\partial \Theta}{\partial \alpha_{i_1}} \right)_{\alpha^0} \Delta\alpha_{i_1} \\ &= \Theta(\alpha^0) + \sum_{i_1=1}^E S_{i_1} \Delta\alpha_{i_1}. \end{aligned} \quad (2.4)$$

In this equation, $\Theta(\alpha^0)$ represents the anticipated value of the response, which is the response when all parameters are set to their nominal values, and S_i denotes the sensitivity of the response Θ to the parameter

α_i . The variation in the response is derived by calculating the second central moment of Θ :

$$U^2(\Theta) = \sum_{i_1=1}^E S_{i_1}^2 U(\alpha_{i_1}) + 2 \sum_{i \neq j \# 1}^E S_i S_j \text{Covariance}(\alpha_i, \alpha_j). \quad (2.5)$$

Specifically, in matrix form is:

$$U^2(\Theta) = |S^T \cdot C_\alpha \cdot S|. \quad (2.6)$$

In which:

$$\begin{aligned} S^T &= (S_1, S_2, \dots, S_i) \\ S_i &= \left(\frac{\partial \Theta}{\partial \alpha_i} \right)_{\alpha^0}. \end{aligned} \quad (2.7)$$

It is possible to determine the uncertainty in a response that is due to the uncertainty input parameters using the equation (2.6), which is known as the *Sandwich Rule*. C_α stands for the covariance matrix within the input parameters, and S , a column vector, stands for the sensitivity coefficients.

2.4.2 Direct perturbation sensitivity analysis

The method referred to as the Direct Perturbation Sensitivity Analysis (DPSA) method is the least complicated. It involves manually causing perturbations in the system's parameters around a certain point. By using this method, a perturbed linear system is created as follows [52]

$$(\Psi^0 + \Delta\Psi) \cdot (\varphi^0 + \Delta\varphi) = (\theta^0 + \Delta\theta). \quad (2.8)$$

A novel approach to resolving the disturbed system is:

$$\chi_{new} = \chi^0 + \Delta\chi. \quad (2.9)$$

So, the new replacement response would be:

$$\Theta_{new} = (\eta^0 + \Delta\eta) \chi_{new} = \Theta^0 + \Delta\Theta. \quad (2.10)$$

When the perturbation only affects one parameter, it is possible to calculate the sensitivity coefficient of the response to that parameter by contrasting the results of the perturbed simulation with the results of the unperturbed simulation. The vector of sensitivity coefficients is produced each time each parameter is perturbed once as follows:

$$S_i = \left(\frac{\partial \Theta}{\partial \alpha_i} \right)_{\alpha^0} = \frac{[\Theta(\alpha_1^0 + \Delta\alpha_1, \alpha_2^0 + \Delta\alpha_2, \dots, \alpha_E^0 + \Delta\alpha_E) - \Theta(\alpha^0)]}{\Delta\alpha_i}. \quad (2.11)$$

The DPSA method validates the efficacy of more complex implementations using simple cases. On the other hand, this method, despite its apparent simplicity, has three primary drawbacks, as follows:

In most cases, each parameter is disturbed by either a positive or negative value, necessitating $n + 1$ simulations, where n is the total number of input parameters. Instead of utilizing the nominal value of the parameters, it is possible to use central differences, which require $2n$ computations. Therefore, the DPSA method is effective when there are many replies and a small number of input parameters. However, this is not the case with reactor core simulators, which have many input parameters and a limited number of outputs.

When the perturbation is too small, computational round off errors may be significant. Conversely, if the perturbation is too high, linearity may be difficult. Selecting the appropriate perturbation requires experimentation and may depend on the parameters under consideration.

In order to solve the linear system in Equation 2.8, the DPSA method requires either calculating $(\Psi^0 + \Delta\Psi)^{-1}$ or solving the problem using an iterative method. This is done each time an element of $\Delta\Psi$ changes. Depending on the nature of the issue, it may not be feasible to perform the calculations multiple times.

2.4.3 *Forward sensitivity analysis*

A description of the Forward Sensitivity Analysis (FSA), which is a more advanced method for calculating the sensitivity coefficients of a problem, is based on the formulation presented in the research work of D.G. Cacuci [52, 52].

Consider the linear system written in equation 2.12, along with a response given in equation 2.13.

$$\Psi(\alpha).\varphi = \theta(\alpha). \quad (2.12)$$

$$\Theta = \eta(\alpha).\varphi. \quad (2.13)$$

The reaction is contingent upon the input parameters α and the computed variable φ . Conversely, Ψ , θ , and η are contingent upon the parameters

α , which possess uncertainty. That is, a perturbation in the parameters $\Delta\alpha$ will induce perturbations in the terms: $\Delta\Psi$, $\Delta\theta$, $\Delta\eta$, and $\Delta\varphi$.

FSA assesses how sensitive the response is to the system's parameters by first finding out how the state vector φ changes around its nominal value as a result of changes in the input parameters α . This is done to determine the system is sensitivity to the parameters. To phrase it another way, to determine the sensitivity of the response, it is necessary to first establish the relationship between the perturbations in φ and the perturbation in α .

The sensitivity of Θ is determined by the disturbances caused by variations in the parameters:

$$\Delta\Theta = \varphi^0.\Delta\eta + \eta^0.\Delta\varphi, \quad (2.14)$$

The first component of Equation 2.14, $\varphi^0.\Delta\eta$, is referred to as the direct effect, and it is possible to calculate it directly because it is only dependent on the nominal solution of the system and perturbations in η that can be obtained directly:

$$\Psi^0.\varphi^0 = \theta^0. \quad (2.15)$$

The second component of equation 2.14, $\eta^0.\Delta\varphi$ is classified as an indirect effect and may be computed by differentiating equation 2.12, resulting in a new linear system for $\Delta\varphi$.

$$\Psi^0(\Delta\varphi) + (\Delta\Psi).\varphi^0 = \Delta\theta, \quad (2.16)$$

$$\Psi^0(\Delta\varphi) = \Delta\theta - (\Delta\Psi).\varphi^0. \quad (2.17)$$

The forward sensitivity equation is shown in Equation 2.17 form. When it is solved, the perturbations in the solution reveal themselves as a function of the perturbations in the parameters that are being input. It is important to remember that the solution $\Delta\varphi$, the $\Delta\Psi$, and $\Delta\theta$ must be calculated each time an input parameter is altered. This means that a new system must be calculated for each sensitivity coefficient. When compared to the direct perturbation method, the fact that all systems are based on the creation of the same matrix Ψ^0 just once, directly.

The FSA is advantageous for scenarios with many responses and some input parameters. Conversely, it does not apply to transport or diffusion

issues, which include many input parameters, such as cross sections, and some responses, such as the k_{eff} .

2.4.4 *Adjoint sensitivity analysis*

The sensitivity analysis techniques mentioned earlier have a significant restriction: many simulations must be conducted, with one simulation for each input parameter. The Adjoint Sensitivity Analysis (ASA) method circumvents this problem because it only requires two calculations for each response to obtain all the sensitivities. This is accomplished by using an adjoint system, allowing its solution to mitigate perturbations in the response sensitivity of the solution [52, 55].

The linear system described in equation 2.18 and a response structured as given in equation 2.19 are both aspects that we will consider.

$$\Psi(\alpha).\varphi = \theta(\alpha), \quad (2.18)$$

$$\Theta = \eta(\alpha).\varphi. \quad (2.19)$$

In the same manner that it is done with the FSA, the sensitivity of the reaction is specified in the following way:

$$\Delta\Theta = \varphi^0.\Delta\eta + \eta^0.\Delta\varphi. \quad (2.20)$$

Once again, the first component, which is the direct effect, is computed directly from the nominal solution, and the second term, which is the indirect effect, may be mathematically expressed as follows:

$$\Psi^0(\Delta\varphi) = \Delta\theta - (\Delta\Psi).\varphi^0. \quad (2.21)$$

At this point, an a priori unknown, arbitrary function Ω is presented, which defines the scalar product as follows:

$$\langle \Omega, \Psi^0(\Delta\varphi) \rangle = \langle \Omega, \Delta\theta - (\Delta\Psi).\varphi^0 \rangle. \quad (2.22)$$

By using the definition and characteristics of the adjoint function, the left side is transposed, with the superscript "+" indicating transposition, resulting in:

$$\langle \Delta\varphi, (\Psi^0)^+ \Omega \rangle = \langle \Omega, \Delta\theta - (\Delta\Psi).\varphi^0 \rangle. \quad (2.23)$$

At this point in time, vector Ω is still considered arbitrary. The left side of Equation 2.23 is identified with the second, or indirect, term on the

right side of Equation 2.20, which indicates that it is defined:

$$(\Psi^0)^+ \Omega = \eta^0. \quad (2.24)$$

At this point, vector Ω can be recognized as the solution of the adjoint system, which is the source of the adjoint sensitivity equations, specifically Equation 2.24. In the case of reactor core simulators, the function referred to here is the adjoint flux solution of the adjoint diffusion or transport equations.

The definition of the sensitivity in the response Θ is as follows:

$$\Delta\Theta = \varphi^0.\Delta\eta + \eta^0.\Delta\varphi = \varphi^0.\Delta\eta + \langle\Omega, \Delta\theta - (\Delta\Psi).\varphi^0\rangle. \quad (2.25)$$

The adjoint solution is employed to evaluate the sensitivity of a response to variations in input parameters. Importantly, the adjoint equations need to be solved only once for each response in order to obtain the corresponding adjoint function (or adjoint flux), as this function is independent of perturbations in the input parameters. However, since the adjoint equations are formulated with respect to a specific response of interest, a distinct adjoint system must be constructed and implemented for each response, a process that is often nontrivial. As a result, the adjoint sensitivity analysis (ASA) technique is particularly efficient for sensitivity studies in systems characterized by a large number of input parameters but a relatively small number of response quantities.

2.4.5 Sensitivity and uncertainty analysis methods

In full core reactor simulations, computational codes based on transport equations that operate with continuous energy cross section data, rather than multigroup data, are generally preferred for sensitivity and uncertainty analyses. Among the most advanced tools for performing three dimensional sensitivity and uncertainty studies using continuous energy nuclear data are TSUNAMI-3D, a module within the SCALE code package [49], MCNP [49], and SERPENT [50]. These codes enable the calculation of sensitivities of reactor responses with respect to nuclear reaction cross section data. The resulting sensitivity profiles can subsequently be combined with nuclear data covariance matrices, typically using the sandwich rule, to quantify the uncertainties in the reactor parameters of interest [49].

This thesis employs the MCNP code to perform transport calculations using stochastic methods for sensitivity and uncertainty analysis of the three dimensional full core model of the DNR. The analysis is conducted in two main stages. In the first stage, sensitivity coefficients are computed to quantify the response's dependence on variations in different reaction cross sections. In the second stage, the uncertainties of reactor responses are evaluated by propagating the uncertainties of input nuclear data parameters. This is achieved by applying the sensitivity coefficients within the framework of the sandwich rule, as described in the following sections.

Using a first order approximation framework, based on the research of Cacuci and the adjoint sensitivity analysis (ASA) method, the sensitivity and uncertainty evaluations presented in this thesis have been performed [52, 55]. Within this approach, the sensitivity profile of the k_{eff} with respect to a neutron cross section parameter associated with a specific nuclear reaction in a defined set of energy groups ($E_1, \dots, E_N$) is expressed as follows:

$$\overrightarrow{S}_{\alpha}^{k_{\text{eff}}} = \left(\frac{\alpha_{E_1}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_1}}, \frac{\alpha_{E_2}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_2}}, \dots, \frac{\alpha_{E_N}}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} \right). \quad (2.26)$$

The estimation of the sensitivity of β_{eff} in this thesis is based on Bretscher's prompt method [5], in combination with the adjoint sensitivity analysis procedure (ASAP) [52]. This approach enables a comprehensive evaluation of the sensitivity of individual reaction components using the first-order perturbation theory [5, 8, 11, 16, 67].

$$\overrightarrow{S}_{\alpha}^{\beta_{\text{eff}}} = \left(\frac{\alpha_{E_1}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_1}}, \frac{\alpha_{E_2}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_2}}, \dots, \frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{\text{eff}}} \frac{\partial \beta_{\text{eff}}}{\partial \alpha_{E_N}} \right). \quad (2.27)$$

From Equation (2.46), the corresponding components of Equation (2.27) can be identified as follows:

$$\begin{aligned}
\frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{eff}} \frac{\partial \beta_{eff}}{\partial \alpha_{E_N}} &= \frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{eff}} \left(\frac{k_p \partial k}{k^2 \partial \alpha_{E_N}} - \frac{\partial k_p}{k \partial \alpha_{E_N}} \right) \\
&= \frac{k_p}{k - k_p} \left(\frac{\alpha_{E_N} \partial k}{k \partial \alpha_{E_N}} - \frac{\alpha_{E_N} \partial k_p}{k_p \partial \alpha_{E_N}} \right) \\
&= \frac{k_p}{k - k_p} \left(S_{\alpha_{E_N}}^k - S_{\alpha_{E_N}}^{k_p} \right).
\end{aligned} \tag{2.28}$$

Equation (2.4.5) can be presented in the following form:

$$\frac{\alpha_{E_N}}{\beta_{eff}} \frac{\partial \beta_{eff}}{\partial \alpha_{E_N}} = \frac{(1 - \beta_{eff})}{\beta_{eff}} \left(S_{\alpha_{E_N}}^k - S_{\alpha_{E_N}}^{k_p} \right), \tag{2.29}$$

where, $S_{\alpha_{E_N}}^k$ and $S_{\alpha_{E_N}}^{k_p}$ are the sensitivities of k and k_p , respectively, obtained from the linear perturbation theory. In which, k is the eigenvalue for all neutrons and k_p is the eigenvalue for prompt neutrons only.

The covariance matrix $C_{\alpha, \alpha'}$ derived from nuclear data via the NJOY computer code is as follows [69]:

$$C_{\alpha, \alpha'} = \begin{bmatrix} c_{\alpha_1, \alpha'_1} & c_{\alpha_1, \alpha'_2} & \cdots & c_{\alpha_1, \alpha'_N} \\ c_{\alpha_2, \alpha'_1} & c_{\alpha_2, \alpha'_2} & \cdots & c_{\alpha_2, \alpha'_N} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ c_{\alpha_N, \alpha'_1} & c_{\alpha_N, \alpha'_2} & \cdots & c_{\alpha_N, \alpha'_N} \end{bmatrix}. \tag{2.30}$$

It is possible to calculate the uncertainty in the response of the input parameter by using the sandwich rule as follows [51, 52, 67, 90]:

$$U^2 = |S_{\alpha'}^T \cdot C_{\alpha, \alpha'} \cdot S_{\alpha}|, \tag{2.31}$$

In which: $S_{\alpha'}^T$ is the transpose of the vector $S_{\alpha'}$.

It can be seen from Equation (2.31) that the uncertainty in the k_{eff} or β_{eff} associated with a given isotope depends separately on both the sensitivity matrix and the covariance matrix.

Equation (2.31), known as the sandwich rule, provides a means for calculating the uncertainty in a response due to uncertainties in the input parameters. The uncertainty in the k_{eff} or β_{eff} depends on both sensitivity

and covariance data, and becomes significant when both are large in the same energy region.

2.5 Estimation of the effective multiplication factor

In the MCNP code, the criticality eigenvalue of the k_{eff} is defined as follows [66]:

$$\begin{aligned}
 k_{\text{eff}} &= \frac{\text{fission neutrons in generation } i+1}{\text{fission neutrons in generation } i} \\
 &= \frac{\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nu \sigma_f \Phi dV dt dE d\Gamma}{\int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nabla \cdot J dV dt dE d\Gamma + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma (\sigma_c + \sigma_f + \sigma_m) \Phi dV dt dE d\Gamma},
 \end{aligned} \tag{2.32}$$

where: t , E , r and Γ are the time, energy, position, and direction phase-space variables.

ρ_a is atom sensity (*atoms/barn.cm*),

Φ is neutron flux,

J is total current crossing a surface,

σ is microscopic cross section for capture, fission, multiplicity (n,xn) terms.

According to neutron balance, the total loss equals the total source; in a k-eigenvalue calculation, the multiplicity term is:

$$\begin{aligned}
 &\rho_m \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_m \Phi dV dt dE d\Gamma \\
 &= \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_{n,2n} \Phi dV dt dE d\Gamma - 2\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_{n,2n} \Phi dV dt dE d\Gamma \\
 &+ \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_{n,3n} \Phi dV dt dE d\Gamma \\
 &- 3\rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_{n,3n} \Phi dV dt dE d\Gamma + \dots,
 \end{aligned} \tag{2.33}$$

This definition of the k_{eff} derives from the Boltzmann transport equation after integrating over time without any external source term,

$$\begin{aligned}
& \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nabla \cdot \mathbf{J} \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \quad + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_t \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \\
& = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nu \sigma_f \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \\
& + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \sigma_s \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma,
\end{aligned} \tag{2.34}$$

Equivalently, the expression can be written in the canonical the k_{eff} form,

$$\begin{aligned}
& \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nabla \cdot \mathbf{J} \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \\
& + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma (\sigma_c + \sigma_f + \sigma_{n,2n} + \sigma_{n,3n} + \dots) \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \\
& = \frac{1}{k_{\text{eff}}} \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma \nu \sigma_f \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma \\
& + \rho_a \int_V \int_0^\infty \int_E \int_\Gamma (2\sigma_{n,2n} + 3\sigma_{n,3n} + \dots) \Phi \, dV \, dt \, dE \, d\Gamma.
\end{aligned} \tag{2.35}$$

The loss processes are on the left; the production processes are on the right. For eigenvalue criticality calculations, we usually normalize the source to one. If the number of fission neutrons produced in a given generation equals that of the previous one, the system is critical; if it is higher, the system is supercritical; if it is lower, subcritical.

2.6 Methods for kinetic parameter evaluation

2.6.1 *Effectively delayed neutron fraction*

The kinetic parameters of a nuclear reactor, particularly the β_{eff} and Λ , play a fundamental role in reactor kinetics, safety analysis, and the control of the fission chain reaction [91, 92]. The parameter β_{eff} represents the fraction of delayed neutrons relative to the total neutron population in the reactor core. These delayed neutrons originate from the radioactive decay of fission product precursors formed during fission, including iodine and bromine isotopes. Although delayed neutrons account for less than approximately 1% of the total neutron population, they significantly enhance reactor controllability by introducing a time delay in the neutron population response. This

delayed contribution provides an essential margin for reactor control and safety systems. Consequently, accurate determination of kinetic parameters such as β_{eff} and Λ is crucial for reliable reactor analysis and safe operation [10].

The intensity of delayed neutrons and their influence on reactor behavior vary over time, depending on the half lives of the associated radionuclides. Based on these half lives, delayed neutron precursors are conventionally categorized into six groups, each corresponding to a characteristic range of decay times. The delayed neutron fraction for a given precursor group, denoted as β_i , is defined as the ratio of delayed neutrons produced by that group to the total number of neutrons generated in a fission event. The β_{eff} is determined as the sum of the delayed neutron fractions from all six precursor groups. In this study, β_{eff} was evaluated using two distinct approaches: the adjoint weighted method and the prompt method.

The adjoint weighted method:

The formulation of point reactor kinetics equations can be derived from the time dependent neutron transport equation in the absence of an external source. Based on this approach, the point kinetics equations are expressed as follows [93, 94]:

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\rho - \beta}{\Lambda} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i(t), \quad (2.36)$$

$$\frac{dc_i}{dt} = \beta_i n(t) - \lambda_i c_i(t), \quad i = 1, \dots, 6. \quad (2.37)$$

The above equations characterize the temporal behavior of the neutron population n and the delayed neutron precursor concentrations c_i within a nuclear reactor. By assuming that spatial and temporal variables are separable, these equations are applicable under the framework of point reactor kinetics. In this context, ρ denotes the reactor reactivity, which is determined according to the following expression:

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}. \quad (2.38)$$

where the k_{eff} represents the fundamental eigenvalue or the system as section 2.5.

The β_i represents the effective fraction of precursors of type i , and λ_i is the corresponding decay constant. From the deduction, the equations 2.36, 2.37 for calculating the β_{eff} by the adjoint weighted method is written as follows [67, 94]:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\langle \phi^+, \mathbf{B}\phi \rangle}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.39)$$

where, ϕ and ϕ^+ are the forward and adjoint neutron fluxes, respectively; $\mathbf{B}$ is the delayed neutron operator; $\mathbf{F}$ is the fission term operator; $\langle . \rangle$ is the integration over space and energy.

The terms in the numerator and denominator of Equation (2.39) may be elaborated as follows [8, 95]:

$$\begin{aligned} \langle \phi^+, \mathbf{B}\phi \rangle = \int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v_d(E') \chi_d(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow \\ E, \vec{\Gamma}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}. \end{aligned} \quad (2.40)$$

and

$$\begin{aligned} \langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle = \int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v(E') \chi(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow \\ E, \vec{\Gamma}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}. \end{aligned} \quad (2.41)$$

where: $v(E')$ and $v_d(E')$ are the average of total neutron and only delayed neutron at energy E' generate per fission, respectively. $\chi(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma})$ and $\chi_d(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma})$ are spectrum of energy and angular distribution $(E, \vec{\Gamma})$ of the total and delayed neutrons produced by incoming neutrons with $(E', \vec{\Gamma}')$, respectively. Σ_f is the macroscopic fission cross section. $\vec{r}$ is the neutron position. E is neutron energy, and $\vec{\Gamma}$ is neutron direction.

From equations (2.39, 2.40, 2.41), the β_{eff} can be estimated by equation as follows:

$$\begin{aligned} \beta_{\text{eff}} = \frac{\int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v_d(E') \chi_d(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma}) \\ \int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v(E') \chi(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma}) \\ \times \frac{\phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}{\phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}. \end{aligned} \quad (2.42)$$

In order to simplify the equation 2.42, the operator $\langle . \rangle$ might be used

to carry out an integration over all of the spatial, angular, and energy variables. This integration may be expressed as follows using simplification:

$$\beta_{eff} = \frac{\langle \phi^+ v_d \chi_d \Sigma_f \phi \rangle}{\langle \phi^+ v \chi \Sigma_f \phi \rangle} \approx \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle}. \quad (2.43)$$

Spriggs reformulated the β_{eff} from the equation to concentrate only on quantifying the delayed neutron fraction; hence, the k ratio is subsequently introduced as follows [8, 96]:

$$\beta_{eff} \approx \frac{\langle \chi_d v \rangle}{\langle \chi v \rangle} \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} \approx \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi_d v \rangle} \frac{\langle \chi_d v \rangle}{\langle \chi v \rangle} \approx \beta_0 \frac{\langle \chi_d v \rangle}{\langle \chi v \rangle} \approx \beta_0 \frac{k_d}{k}. \quad (2.44)$$

Calculating β_0 using the MCNP code is straightforward. It may be accomplished by counting the total and delayed neutrons generated during fission events, whereas k_d is derived from the delayed neutron energy spectrum.

Prompt method:

From equation 2.43 can rewrite the expression for the β_{eff} as follows [8]:

$$\begin{aligned} \beta_{eff} &\approx \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} \\ &= 1 - \frac{\langle \chi v - \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} \\ &= 1 - \frac{\langle \chi v_d - (\chi_d - \chi) v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle} \\ &\cong 1 - \frac{\langle \chi_d v_d \rangle}{\langle \chi v \rangle}. \end{aligned} \quad (2.45)$$

The estimation in the final phase is founded on the subsequent rationale. The term $(\chi_d - \chi)v_d$ is two orders of magnitude less than the one with χv_d because v_d is two orders of magnitude smaller than v_p . Due to the same rationale, the shape of χ is almost equal to that of χ_p .

At this point, an important step is carried out. The β_{eff} can be estimated as follows [97, 98]:

$$\frac{\langle \chi_p v_p \rangle}{\langle \chi v \rangle} = \frac{k_p}{k} \rightarrow \beta_{eff} \approx 1 - \frac{k_p}{k}, \quad (2.46)$$

where, k is the eigenvalue for all neutrons and k_p is the eigenvalue for prompt neutrons only.

2.6.2 Neutron generation and prompt neutron lifetime

The adjoint weighted method:

The β_{eff} , Λ , and l_p are key kinetic parameters that govern the dynamic response of a nuclear reactor. The values of β_{eff} and Λ are essential for assessing reactor controllability and stability under transient conditions, while l_p reflects the average lifetime of prompt neutrons before absorption or leakage. These parameters may vary as the reactor fuel composition changes due to burnup. Accurate determination of these quantities requires accounting for the neutron importance, typically through the calculation of the adjoint neutron flux or time dependent neutron transport. Monte Carlo neutron transport codes, such as MCNP, are widely employed to perform these evaluations with high fidelity [66, 95, 99].

The l_p is a fundamental parameter of nuclear reactors, as it directly influences the reactor's kinetic behavior during all transient conditions. The l_p represents the average time interval between the emission of a prompt neutron from a fission event and its subsequent removal from the neutron population through absorption processes, such as radiative capture, fission, or leakage from the reactor core [100].

Based on the adjoint weighted method, the Λ and l_p can be derived from the point kinetics formalism. The governing expressions for these quantities are written as follows [67, 94]:

$$\Lambda = \frac{\langle \phi^+, \frac{1}{v}\phi \rangle}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.47)$$

and

$$l_p = \frac{\langle \phi^+, \frac{1}{v}\phi \rangle k_{\text{eff}}}{\langle \phi^+, \mathbf{F}\phi \rangle}, \quad (2.48)$$

In which:

$$\left\langle \phi^+, \frac{1}{v}\phi \right\rangle = \int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \frac{1}{v(E)} \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}. \quad (2.49)$$

From equations (2.41, 2.47, 2.49), the Λ can be estimated by equation as follows:

$$\Lambda = \frac{\int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \frac{1}{v(E)} \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}{\int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v(E') \chi(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}, \quad (2.50)$$

From equations (2.41, 2.48, 2.49), the prompt neutron lifetime (l_p) can be estimated by equation as follows:

$$l_p = \frac{k_{eff} \cdot \int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \frac{1}{v(E)} \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}{\int \phi^+(\vec{r}, E, \vec{\Gamma}) \Sigma_f(\vec{r}, E') v(E') \chi(E', \vec{\Gamma}' \rightarrow E, \vec{\Gamma}) \phi(\vec{r}, E', \vec{\Gamma}') dE' d\vec{\Gamma}' dE d\vec{\Gamma} d\vec{r}}, \quad (2.51)$$

Where, v is the neutron speed.

The prompt neutron lifetime l_p was determined using the adjoint weighted method [92]. The adjoint weighted method has been implemented in the KOPTS card of the MCNP code.

The Λ is defined as the average time between a prompt neutron emission and a capture that results only in fission. It is important to note that the l_p is not the same as Λ . This is due to the fact that the Λ only takes into account neutron absorptions that result in fission events and not others [100].

The $1/v$ absorber insertion method:

The prompt neutron lifetime l_p was calculated using the $1/v$ absorber insertion method [7, 92]. The $1/v$ absorber insertion method involved introducing a small addition of B-10 as a perturbation in the core materials. The appearance of the absorber content results in a negative change in reactivity. The negative reactivity insertion is calculated as follows:

$$\rho = \frac{\Delta k}{k} = \frac{1}{k_{eff,u}} - \frac{1}{k_{eff,p}}. \quad (2.52)$$

Where, the $k_{eff,u}$ is the effective multiplication factor without the B-10 addition (unperturbed);

The $k_{eff,p}$ is the effective multiplication factor with additional B-10 content (perturbed).

The $k_{eff,p}$ is calculated by changing the B-10 content added to the core materials. The reactivity insertion due to the addition of the B-10 content is:

$$-\frac{\Delta k}{k} = N \cdot \sigma_0 \cdot v_0 \cdot l'_p. \quad (2.53)$$

Where, N is the atomic density of the B-10 absorber ($atoms/(b.cm)$); σ_0 is the thermal neutron absorption cross section of the absorber; v_0 is the speed of thermal neutrons; l'_p is the prompt neutron lifetime when B-10 absorber is added.

The prompt neutron lifetime l_p is calculated when the B-10 content approaches zero:

$$l_p = \lim_{N \rightarrow 0} (l'_p) = \lim_{N \rightarrow 0} \left(-\frac{\Delta k}{k} \cdot \frac{1}{N \cdot \sigma_0 \cdot v_0} \right). \quad (2.54)$$

In the present work, the B-10 content was added uniformly to all core materials with the concentration from 4.0×10^{-9} to $15.0 \times 10^{-9} atoms/(b.cm)$. The $k_{eff,p}$ value was then calculated at each step of the B-10 contents for determining the linear dependence of the reactivity with the B-10 content. The l_p is obtained when the B-10 content approaches zero.

This chapter develops the DNRR model, computational methods, and nuclear data. The next chapter offers an in depth discussion of the core's neutronic analysis, including evaluations of criticality, sensitivity, and the uncertainty of the main reactions. This analysis emphasizes the connections between the neutron properties of the DNRR reactor and the evaluated nuclear data libraries.

Chapter 3 RESULTS AND DISCUSSION

This chapter presents results of criticality, reactor kinetics, sensitivity and uncertainty (S/U) analyses for the DNRR core with 92 LEU bundles. The reactor core model was verified by comparing the calculated k_{eff} with experimental measurements. The comparison uses data from 30 critical configurations established during the operation of the DNRR LEU core. The S/U analyses were conducted to assess how nuclear data affect the calculated results. The k_{eff} and β_{eff} are selected as the primary responses for these analyses. The calculated sensitivity coefficients identify the isotopes, reaction channels, and energy regions that most strongly influence the k_{eff} and β_{eff} . The corresponding uncertainty analyses quantify how nuclear data uncertainties propagate into the calculated the k_{eff} and β_{eff} and identify the dominant contributors to the overall response uncertainties.

Evaluation of reactor kinetic parameters, including β_{eff} , Λ , and l_p was reported in comparison among the nuclear data libraries and computational methods. The effects of fuel burnup, fuel temperature, and control rod position on the kinetic parameters were also investigated. The results provide a comprehensive assessment of the impact of nuclear data on reactor criticality and kinetics calculations. Furthermore, the S/U analyses provide a quantitative basis for identifying the principal nuclear data contributors that govern the uncertainties in reactor responses.

3.1 Criticality, sensitivity and uncertainty analysis

3.1.1 *Criticality calculations and comparison with measurements*

This section presents a comparison between the calculated criticality results for the DNRR core model with 92 LEU fuel bundles to the corresponding experimental measurements. The criticality calculations were performed using the measured control rod positions corresponding to the experimentally established critical configurations. To evaluate the effect of beryllium poisoning, the accumulation of neutron absorber isotopes, including He-3 and Li-6, produced by neutron interactions with beryllium, was taken into account in the reactor model.

The DNRR LEU core consisted of 92 fuel bundles, including 80 fresh bundles and 12 partially burnt bundles with burnup levels of approximately 1.5–3.5% (percent loss of U-235). In addition, the core contained twelve beryllium reflector blocks and a central neutron trap, as shown in Figure 2.1. During the critical approach experiments, the two safety rods (SR) remained fully withdrawn, while the positions of the four shim rods (ShR) and the automatic regulating rod (AR) were adjusted to establish different critical configurations.

The criticality approach was monitored using two He-3 neutron detectors installed at two beam ports and three IC1-type fission chambers operating in pulse mode as part of the reactor control system. The control system detectors were installed in waterproof aluminum tubes within the dry channels in the region between the graphite reflector and the reactor tank. These detectors were equipped with gamma compensation, enclosed in electromagnetic shielding, and housed in gas tight enclosures filled with dry, high purity nitrogen. Their signals were connected to a neutron current display for monitoring neutron count rate and reactor power.

The initial detector count rates were recorded as N01, N02, N03, N04, and N05. During each control rod movement, the corresponding count rates were recorded as N1, N2, N3, N4, and N5, and the ratios N01/N1, N02/N2, N03/N3, N04/N4, and N05/N5 were determined. Criticality was reached when these ratios approached zero. Since the k_{eff} cannot be measured directly in reactor experiments, the experimentally established critical configurations were regarded as critical reactor states corresponding to $k_{\text{eff}} = 1$ by definition and were subsequently used as reference configurations for validating the calculated the k_{eff} values.

The thirty critical experiments were carried out on different dates during the commissioning of the first fully converted LEU core following completion of the HEU to LEU conversion program in December 2011. Consequently, the initial reactor conditions were not completely identical and may have differed slightly in moderator and fuel temperatures, poisoning effects from fission products and beryllium, intrinsic neutron source strength

due to (γ, n) reactions in beryllium, and reactor power levels. In addition, all measurements were performed at low reactor power, typically between 10^{-3} and $10^{-1}\%$ of the nominal power. Therefore, temperature feedback and power-dependent reactivity effects varied across critical configurations. The uncertainty associated with the experimental criticality measurements is estimated to be less than 1% [23].

Table 3.1 summarizes the measured positions of the four ShR rods and the AR rod for the thirty critical configurations. MCNP6 calculations were performed for each configuration using four recently evaluated nuclear data libraries, and the results were compared with experimental measurements and the different nuclear data libraries.

Table 3.1: Control rod position corresponding to the criticality conditions of the DNRR with LEU fuel established experimentally [101, 102]

No.	Rod insertion (mm)					No.	Rod insertion (mm)				
	ShR1	ShR2	ShR3	ShR4	AR		ShR1	ShR2	ShR3	ShR4	AR
1	430	430	430	430	390	16	514	310	514	514	254
2	420	420	420	420	530	17	420	420	420	650	255
3	431	431	431	431	430	18	416	416	650	416	253
4	435	435	435	435	375	19	650	650	102	650	650
5	438	438	438	438	310	20	464	464	360	464	267
6	442	442	442	442	225	21	477	477	330	477	267
7	390	460	460	460	256	22	493	493	300	493	255
8	358	477	477	477	259	23	510	510	270	510	259
9	325	498	498	498	253	24	530	530	239	530	256
10	290	527	527	527	252	25	558	558	205	558	263
11	250	545	545	545	259	26	398	650	398	398	262
12	424	424	424	424	650	27	505	505	505	260	259
13	463	384	463	463	265	28	471	471	471	335	262
14	477	360	477	477	261	29	457	457	457	374	247
15	494	335	494	494	254	30	650	397	397	397	254

Table 3.2 presents the k_{eff} prediction for the three cases corresponding to the critical, supercritical and subcritical conditions of the DNRR core with 92 LEU fuel bundles using MCNP6 and the four latest libraries of ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 and CENDL-3.2. The experimental measurements were also done in all cases. The critical condition in Case 1 established experimentally corresponds to the positions of $\text{AR} = 390$ mm and four $\text{ShR} = 430$ mm. Case 2 is the supercritical condition with the assumption of the complete withdrawal of all control rods. Whereas, Case 3 corresponds to the

subcritical condition with the assumption of the complete insertion of the AR and four ShR rods. The two SR rods were completely withdrawn in all cases. In the critical condition, the k_{eff} values were evaluated with the discrepancies less than 162 pcm for all data libraries compared to the experimental value ($k_{\text{eff}} = 1.0$). In case 2 (all CRs out), the calculations with the four data libraries of ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 and CENDL-3.2 gave the k_{eff} values of 1.07708, 1.07692, 1.07851 and 1.07626, respectively. Compared to ENDF/B-VIII.0, the discrepancies are -14.9, 132.8 and -76.1 pcm for JEFF-3.3, JENDL-5 and CENDL-3.2, respectively. The discrepancies between these calculated values and the experimental value ($k_{\text{eff}} = 1.07643$) were found to be less than 208 pcm for all libraries, demonstrating a high degree of consistency with experimental data. Whereas, in Case 3 (all CRs in), the calculation with ENDF/B-VIII.0 obtained the k_{eff} of 0.97032, and the discrepancies in the k_{eff} prediction with the other libraries compared to ENDF/B-VIII.0 are 47.4, 165.9 and -89.7 pcm, respectively. Additionally, compared to the experimental value ($k_{\text{eff}} = 0.97276$), the discrepancies were less than 331 pcm. The k_{eff} values obtained with JEFF-3.3 agree well with ENDF/B-VIII.0 and the experimental results within 47.4 pcm and 20 pcm, respectively, in all three cases. The values obtained with JENDL-5 tend to be greater than that obtained with ENDF/B-VIII.0. The tendency is inverse with CENDL-3.2.

Table 3.2: The k_{eff} of the DNRR core with 92 LEU fuel bundles at critical, supercritical and subcritical conditions calculated using the MCNP6 code and the four data libraries.

Case	Reactor condition	Configuration	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5	CENDL-3.2
1	Critical	Experiment ^a	1.00021 ± 0.00005	1.00020 ± 0.00005	1.00162 ± 0.00005	0.99929 ± 0.00005
			–	(-1.0 pcm) ^b	(141.0 pcm)	(-92.0 pcm)
2	Supercritical	All CRs out	1.07708 ± 0.00005	1.07692 ± 0.00005	1.07851 ± 0.00005	1.07626 ± 0.00005
			–	(-14.9 pcm)	(132.8 pcm)	(-76.1 pcm)
3	Subcritical	All CRs in	0.97032 ± 0.00005	0.97078 ± 0.00005	0.97193 ± 0.00005	0.96945 ± 0.00005
			–	(47.4 pcm)	(165.9 pcm)	(-89.7 pcm)

^aRod insertion of the experimental criticality: 4 ShR = 430 mm, AR = 390 mm.

^b Discrepancy compared to ENDF/B-VIII.0.

Figure 3.1 and Table 3.3 present the calculation results of the thirty criticality conditions of the DNRR core corresponding to various positions of

Table 3.3: Criticality analysis of the DNRR with 92 LEU fuel bundles using the MCNP6 code and the four data libraries.

No.	k_{eff}				ρ (pcm)			
	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5	CENDL-3.2	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5.0	CENDL-3.2
1	1.00021	1.00020	1.00162	0.99929	21	20	162	-71
2	1.00130	1.00140	1.00271	1.00045	130	140	271	45
3	0.99943	0.99947	1.00095	0.99854	-57	-53	95	-146
4	0.99892	0.99913	1.00054	0.99820	-108	-87	54	-180
5	0.99902	0.99912	1.00063	0.99831	-98	-88	63	-169
6	0.99881	0.99904	1.00053	0.99820	-119	-96	53	-180
7	0.99922	0.99932	1.00076	0.99823	-78	-68	76	-177
8	0.99885	0.99883	1.00021	0.99799	-115	-117	21	-201
9	0.99844	0.99854	0.99996	0.99759	-156	-146	-4	-241
10	0.99774	0.99792	0.99938	0.99684	-226	-208	-62	-316
11	0.99890	0.99914	1.00042	0.99807	-110	-86	42	-193
12	0.99974	0.99973	1.00138	0.99878	-26	-27	138	-122
13	0.99912	0.99929	1.00073	0.99845	-88	-71	73	-155
14	0.99884	0.99880	1.00051	0.99800	-116	-120	51	-200
15	0.99848	0.99850	1.00004	0.99765	-152	-150	4	-235
16	0.99786	0.99801	0.99944	0.99707	-214	-199	-56	-293
17	0.99739	0.99742	0.99888	0.99646	-261	-258	-112	-354
18	0.99746	0.99764	0.99904	0.99662	-254	-236	-96	-338
19	0.99756	0.99770	0.99900	0.99661	-244	-230	-100	-339
20	1.00004	1.00017	1.00167	0.99922	4	17	167	-78
21	1.00008	1.00025	1.00172	0.99921	8	25	172	-79
22	0.99981	1.00013	1.00142	0.99908	-19	13	142	-92
23	0.99960	0.99970	1.00111	0.99878	-40	-30	111	-122
24	0.99940	0.99949	1.00093	0.99851	-60	-51	93	-149
25	0.99888	0.99916	1.00045	0.99804	-112	-84	45	-196
26	1.00005	1.00015	1.00165	0.99923	5	15	165	-77
27	0.99911	0.99931	1.00067	0.99822	-89	-69	67	-178
28	0.99967	0.99977	1.00133	0.99884	-33	-23	133	-116
29	0.99990	1.00005	1.00151	0.99905	-10	5	151	-95
30	1.00084	1.00083	1.00226	0.99986	84	83	226	-14

the CR system using MCNP6 and the four latest data libraries. As described in the previous section, the reactor's critical configuration was established based on the counting rates measured by five neutron detectors. The ratio of the initial counting rate to that at the critical state (N_0/N) approaches zero as the reactor reaches criticality. In this study, the k_{eff} corresponding to the critical condition is assumed to be one, with an estimated relative uncertainty of less than 1%. In critical experiments, experimental uncertainties primarily originate from factors such as detector counting statistics, reactor power and temperature stability, control rod positioning accuracy, and instrument calibration. These uncertainties have been quantified to validate computational models and ensure reliable comparison between experimental and calculated results. The largest discrepancy of the k_{eff} prediction is -354 pcm compared to the experiments, which indicates a good agreement between the calculations and the experiments. As shown in Figure 3.1, JENDL-5 tends to provide

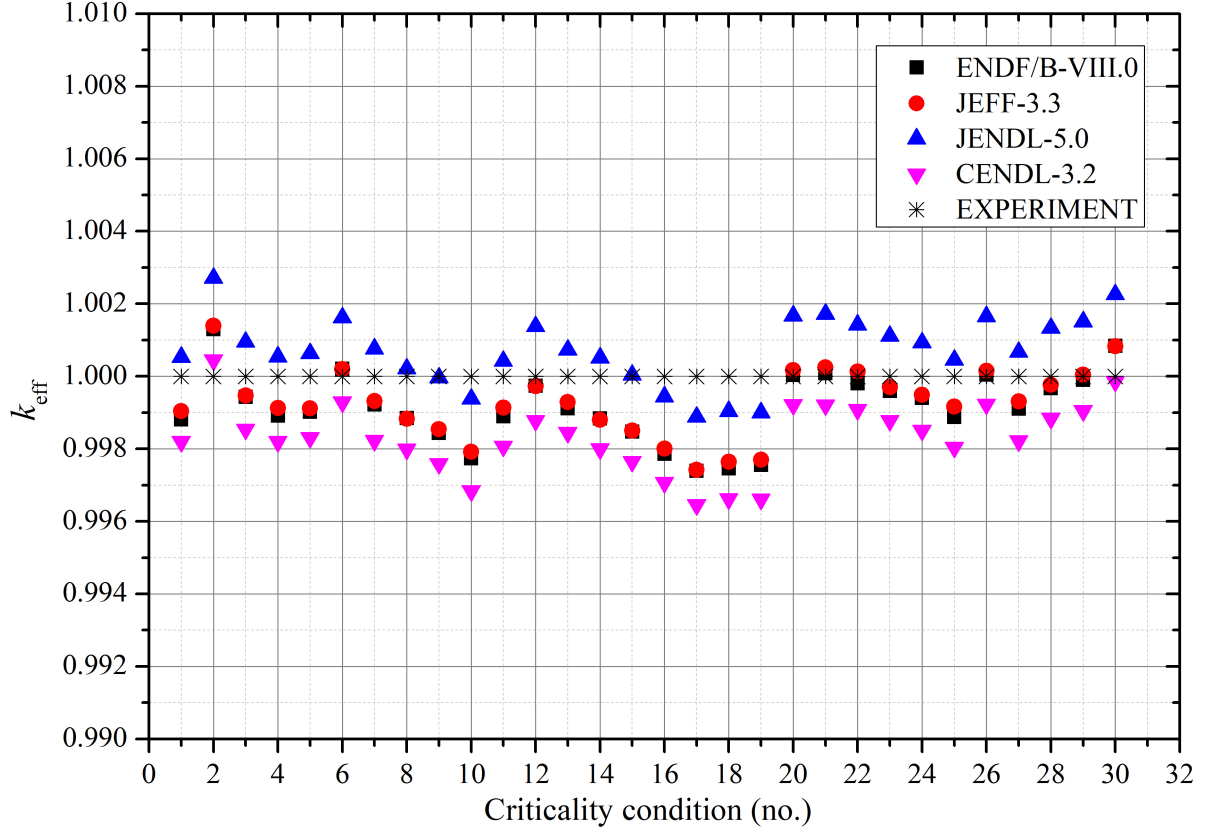


Figure 3.1: The k_{eff} values of 30 critical conditions of the DNRR with 92 LEU fuel bundles obtained with the four nuclear data libraries.

greater values of the k_{eff} , while CENDL-3.2 tends to predict the lower values. Again, one can see that the k_{eff} values of all cases obtained with ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 have a good agreement with the largest discrepancy of about 140 pcm. Comparing among the four latest libraries, the discrepancy in the k_{eff} prediction is less than 172 pcm. Using ENDF/B-VIII.0 as the reference library, JEFF-3.3 shows the closest agreement, whereas JENDL-5 tends to predict higher k_{eff} values, with a maximum deviation of 10 pcm, and CENDL-3.2 tends to predict lower values.

3.1.2 Sensitivity analysis of the effective multiplication factor

3.1.2.1 Sensitivity coefficients

Sensitivity analysis allows to evaluate the effect of the changes in input parameters on the reactor core responses. Nuclear data, such as fission, capture, elastic and inelastic scattering cross sections, and so on, are among the significant input parameters in neutronic analysis. Whereas, the k_{eff} is

the most significant response of the reactor core. To determine the sensitivity coefficients of the k_{eff} to the multigroup macroscopic cross sections, the adjoint sensitivity procedure (ASAP) is used [52]. The sensitivity coefficient of the k_{eff} to the parameter α , denoted as $S_{k,\alpha}$, is defined as [67]:

$$S_{k,\alpha} = \frac{\alpha}{k_{\text{eff}}} \frac{\partial k_{\text{eff}}}{\partial \alpha}. \quad (3.1)$$

The KSEN mode of MCNP6, based on linear perturbation theory using adjoint weighting, was used to determine the sensitivity coefficients of the k_{eff} to nuclear cross section data [1]. The KSEN mode provides the list of reaction numbers. It deploys the iterated fission probability approach to obtain the adjoint weighted integrals for the sensitivity coefficients. The sensitivity profiles are discretized either with respect to energy or with respect to space. The sensitivity coefficients in the 44 group energies are organized in a matrix form denoted as S_k . To determine the uncertainty of the k_{eff} due to the uncertainty of the cross section data, the sensitivity coefficients are included in a sandwich rule in conjunction with the covariance matrix of the multigroup homogenized constants. The covariance matrix C_α in form of 44 energy groups was produced using the NJOY code [69]. The uncertainty of the k_{eff} , denoted as U_{kk} , is estimated from the sensitivity coefficients and the covariance matrix as [67, 69]:

$$U_{kk} = |(S_k)^T \cdot C_\alpha \cdot S_k|^{1/2}. \quad (3.2)$$

where, $(S_k)^T$ is the transpose of the vector S_k . Since the covariance matrices are not available in the CENDL-3.2 library, in the present work the uncertainties were only computed for the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.

3.1.2.2 *Sensitivity profiles*

To evaluate the effect of the nuclear reaction cross section data on the criticality prediction, sensitivity analysis was conducted based on the first criticality condition in Table 3.1. Sensitivity coefficients of major nuclides and reaction cross sections were analyzed and classified into the positive and negative effects. Table 3.4 presents the positive sensitivity coefficients obtained with the libraries of ENDF-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 and CENDL-3.2. Only significant sensitivity coefficients with the absolute values greater

than 0.1% were shown. It can be seen that the orders of magnitudes of the sensitivities almost agree among the four libraries as shown in Table 3.4.

Table 3.4: Positive sensitivities of the k_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 ($\times 10^{-1}$)	JEFF-3.3 ($\times 10^{-1}$)	JF3/E8	JENDL-5.0 ($\times 10^{-1}$)	J5/E8	CENDL-3.2 ($\times 10^{-1}$)	C3/E8
U-235	total ν	9.9354	9.9350	1.00	9.9352	1.00	9.9348	1.00
U-235	fission	3.3662	3.3681	1.00	3.3697	1.00	3.3757	1.00
H-1	elastic	2.7696	2.7831	1.00	2.7733	1.00	2.7842	1.01
C-nat	elastic	0.7207	0.7014	0.97	0.6760	0.94	0.7098	0.98
Lwtr $S(\alpha, \beta)$	inelastic	0.6830	0.6655	0.97	0.7007	1.03	—	—
O-16	elastic	0.3948	0.3604	0.91	0.3752	0.95	0.3900	0.99
Al-27	elastic	0.3648	0.3481	0.95	0.3489	0.96	0.3664	1.00
Be-9	elastic	0.3045	0.2907	0.95	0.3009	0.99	0.3075	1.01
Be-9	n-2n	0.1569	—	—	0.1589	1.01	0.1593	1.02
Al-27	inelastic	0.1117	0.1122	1.00	0.1026	0.92	0.1067	0.96
C-nat $S(\alpha, \beta)$	inelastic	0.0783	0.0775	0.99	0.0884	1.13	—	—
U-238	total ν	0.0547	0.0548	1.00	0.0547	1.00	0.0551	1.01
C-nat $S(\alpha, \beta)$	elastic	0.0511	0.0858	1.68	0.0655	1.28	—	—
U-238	elastic	0.0508	0.0512	1.01	0.0524	1.03	0.0497	0.98
U-238	fission	0.0371	0.0374	1.01	0.0371	1.00	0.0373	1.00
U-238	inelastic	0.0219	0.0231	1.06	0.0225	1.03	0.0222	1.02
Fe-56	elastic	0.0217	0.0195	0.90	0.0218	1.01	0.0217	1.00

* Absolute value $> 0.1\%$.

The U-235 (total- ν) and (n,fission) reactions yield the greatest positive sensitivity coefficients (0.994 and 0.337) compared to other reactions. The positive sensitivities are subsequently due to the elastic scatterings of H-1, C-nat, O-16, Al-27 and Be-9 as shown in Table 3.4. Figure 3.2 displays the energy dependent sensitivity profiles of U-235 (total- ν) and (n,fission), H-1 (elastic) and C-nat (elastic). The sensitivity profiles are indicative of the relationship between sensitivity coefficients, the cross sections, and the neutron spectrum. The thermal energy of 0.001–1.0 eV exhibits distinct peaks in the positive sensitivity of U-235 (total- ν) and (n,fission). Whereas, Figures 3.2 and 3.3 indicate that H-1, C-nat, O-16, Al-27 and Be-9 exhibits significant positive sensitivities for elastic scatterings in the fast energy of 0.5–1.0 MeV. These results reflect the underlying physical processes governing the neutron balance in the reactor core. The large positive sensitivities of U-235 (total- ν) and (n,fission) mainly originate from the thermal energy region, where the fission cross section of U-235 is high and dominates neutron production in the chain reaction. In contrast, the positive sensitivities of elastic scattering reactions of H-1, C-nat, O-16, Al-27, and Be-9 are mainly observed in the fast

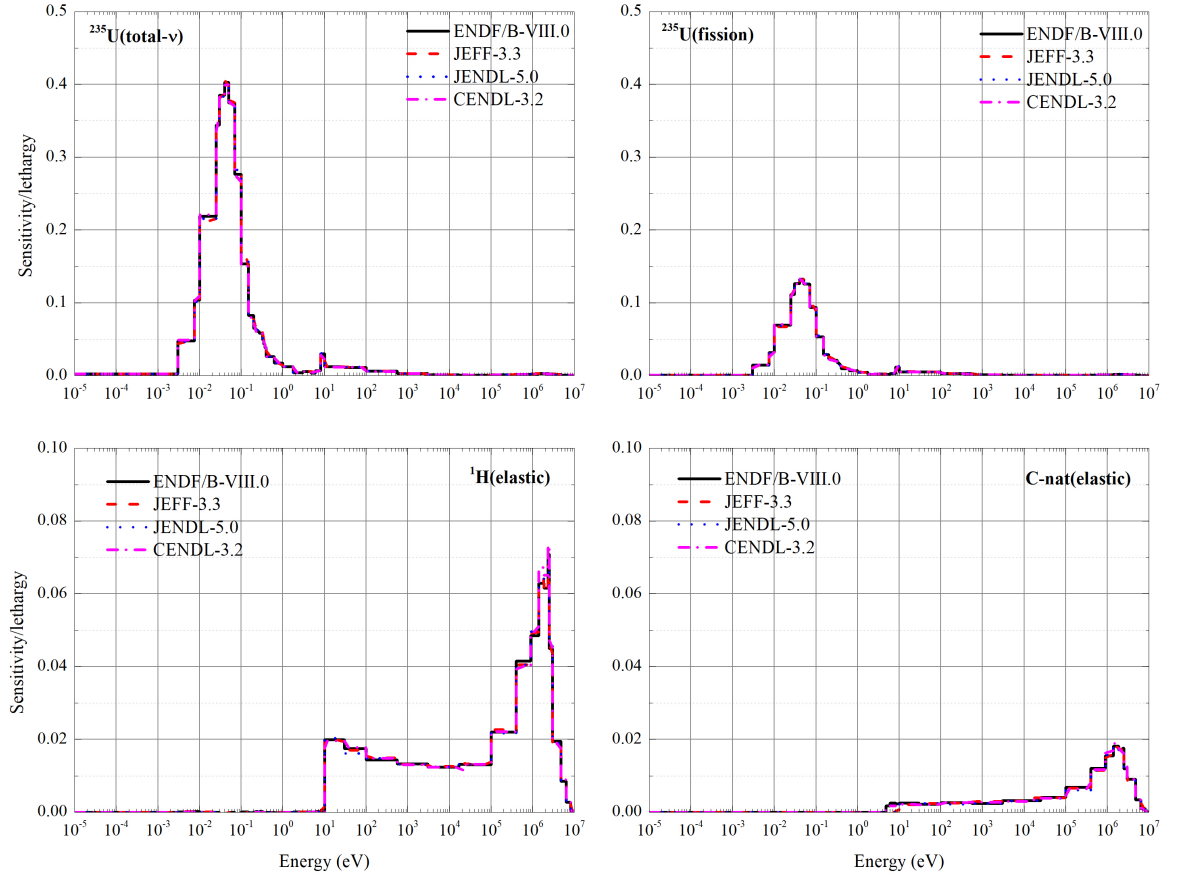


Figure 3.2: Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to U-235, H-1, and C-nat in the increasing direction.

energy region. These scattering reactions play an important role in neutron moderation, slowing down fast neutrons toward the thermal energy range, where the probability of U-235 fission becomes significantly higher.

Table 3.5: Negative sensitivities of the k_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 ($\times 10^{-1}$)	JEFF-3.3 ($\times 10^{-1}$)	JF3/E8	JENDL-5.0 ($\times 10^{-1}$)	J5/E8	CENDL-3.2 ($\times 10^{-1}$)	C3/E8
H-1	n, γ	-1.3930	-1.3928	1.00	-1.3988	1.00	-1.4064	1.01
U-235	n, γ	-1.2794	-1.2730	0.99	-1.2782	1.00	-1.2747	1.00
Al-27	n, γ	-0.4994	-0.4993	1.00	-0.4869	0.98	-0.5046	1.01
U-238	n, γ	-0.3963	-0.3954	1.00	-0.3972	1.00	-0.3995	1.01
B-10	n, α	-0.1361	-0.1373	1.01	-0.1357	1.00	-0.1367	1.00
Be $S(\alpha, \beta)$	elastic	-0.0705	-0.0575	0.82	-0.0676	0.96	—	—
Be-9	n, α	-0.0474	-0.0448	0.95	-0.0456	0.96	-0.0490	1.03
Be-9	n, γ	-0.0366	-0.0326	0.89	-0.0312	0.85	-0.0322	0.88
U-234	n, γ	-0.0227	-0.0228	1.00	-0.0221	0.97	-0.0227	1.00
O-16	n, α	-0.0150	-0.0106	0.71	-0.0143	0.95	-0.0108	0.72
C-nat	n, γ	-0.0147	-0.0145	0.98	-0.0152	1.04	-0.0130	0.88
Fe-56	n, γ	-0.0145	-0.0143	0.99	-0.0144	1.00	-0.0146	1.01

* Absolute value $> 0.1\%$.

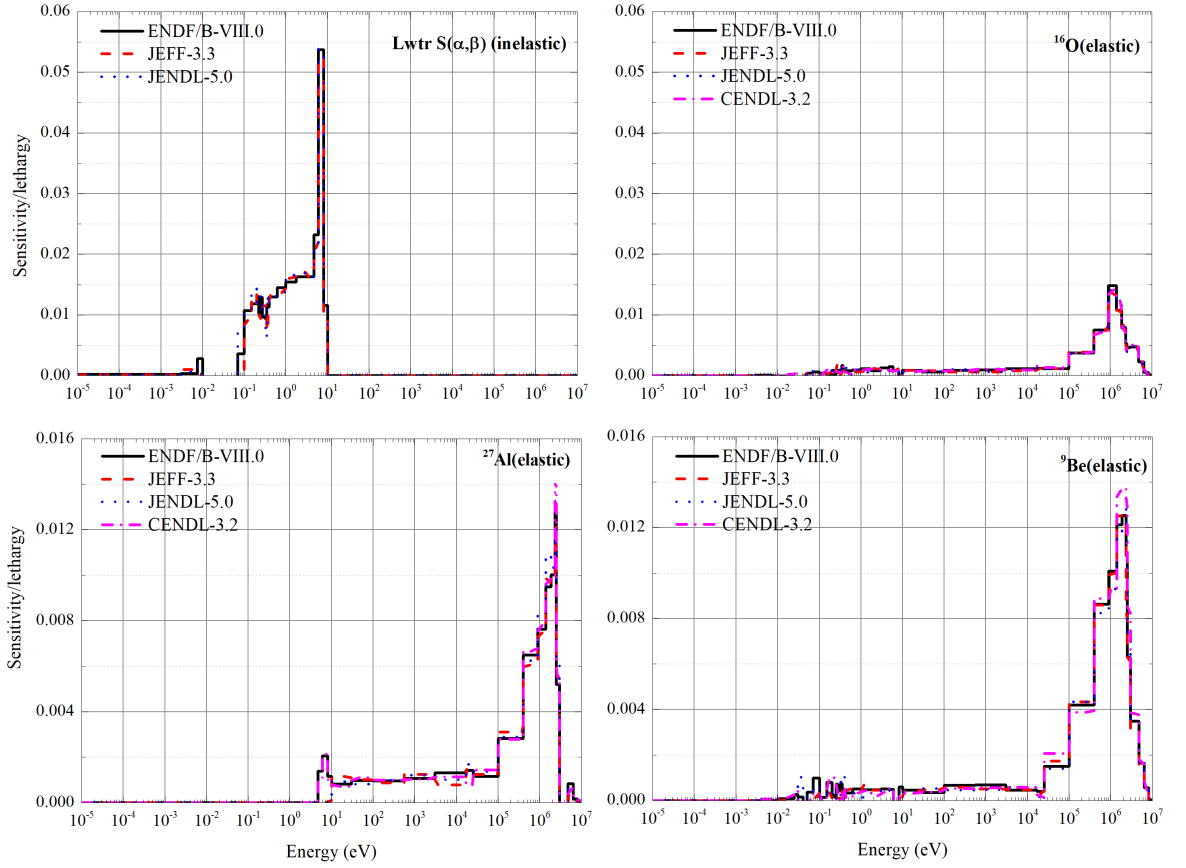


Figure 3.3: Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to Lwtr $S(\alpha, \beta)$, O-16, Be-9, and Al-27 in the increasing direction.

Table 3.5 shows the negative sensitivity coefficients obtained with the libraries of ENDF-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 and CENDL-3.2. It is noticed that the main factors contributing to the negative sensitivities are the capture reactions of H-1, U-235, Al-27, U-238 and B-10 (n, alpha). The values, determined with the ENDF/B-VIII.0 library, are -0.145, -0.128, -0.046, -0.039 and -0.010, respectively, as presented in Table 3.5. Figures 3.4 and 3.5 illustrate the energy dependent sensitivities of the capture reactions of H-1, U-235, Al-27, U-238. H-1, Be-9 and Al-27 induce the negative sensitivities due to the capture reactions at the thermal energy of 0.0075–0.025 eV. These isotopes demonstrate a concave sensitivity at 0.01 eV, resulting in the negative sensitivities of -1.39×10^{-1} (H-1), -4.99×10^{-2} (Al-27) and -1.36×10^{-3} (Be-9). The neutron capture reactions of H-1, U-235 and Al-27 exhibit significantly negative sensitivities in the energy range of 0.01–0.1 eV as shown in

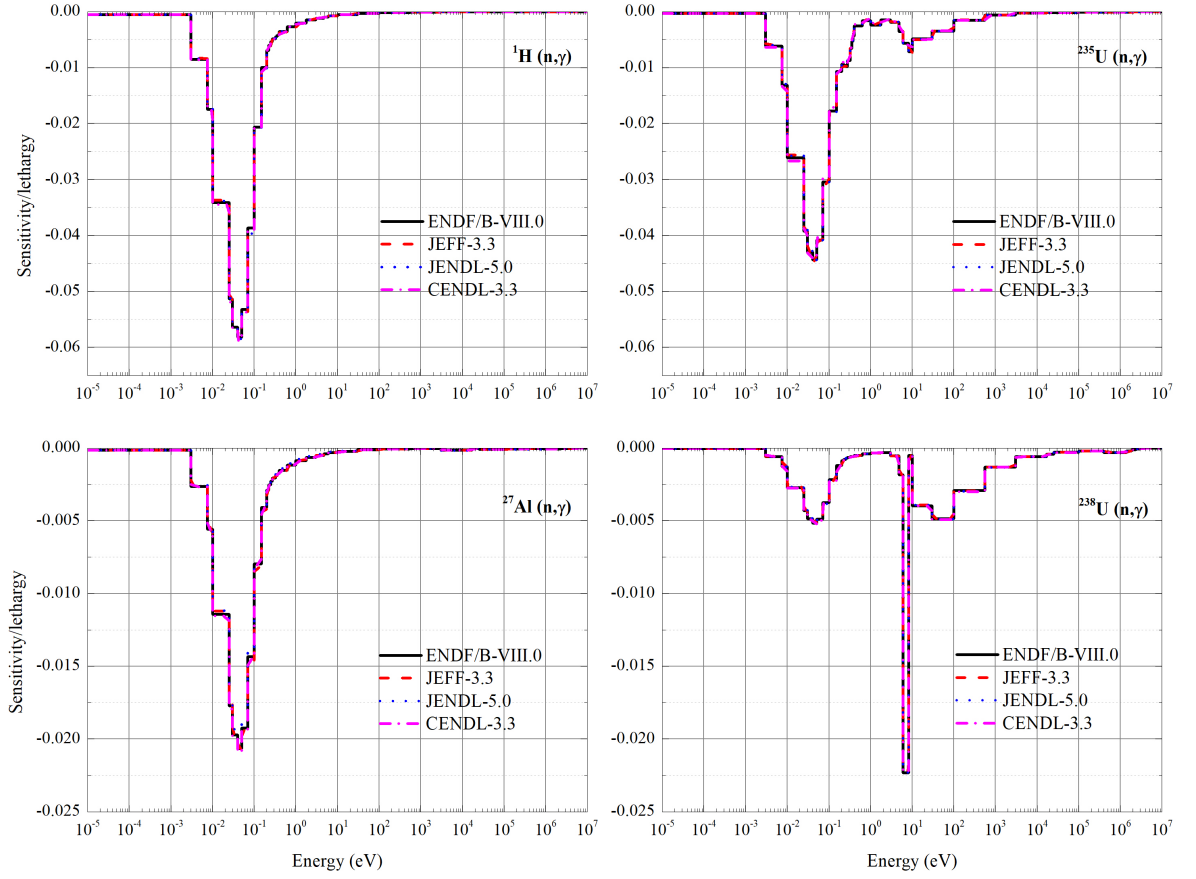


Figure 3.4: Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to H-1, U-235, Al-27, and U-238 in the decreasing direction.

Figure 3.4. The negative sensitivities associated with the capture reactions of H-1, U-235, Al-27, and U-238 indicate that these processes remove neutrons from the fission chain without producing additional neutrons. Consequently, an increase in the capture cross sections of these isotopes leads to a reduction in the neutron population and therefore decreases k_{eff} . The strong negative sensitivities observed in the thermal energy region (0.01–0.1 eV) are consistent with the reactor spectrum, where most neutrons are thermalized. In this energy range, neutron capture by moderator and structural materials competes directly with U-235 fission. As a result, absorption reactions involving H-1, Al-27, and other materials represent important neutron-loss mechanisms in the thermal spectrum, which explains their significant negative sensitivity coefficients.

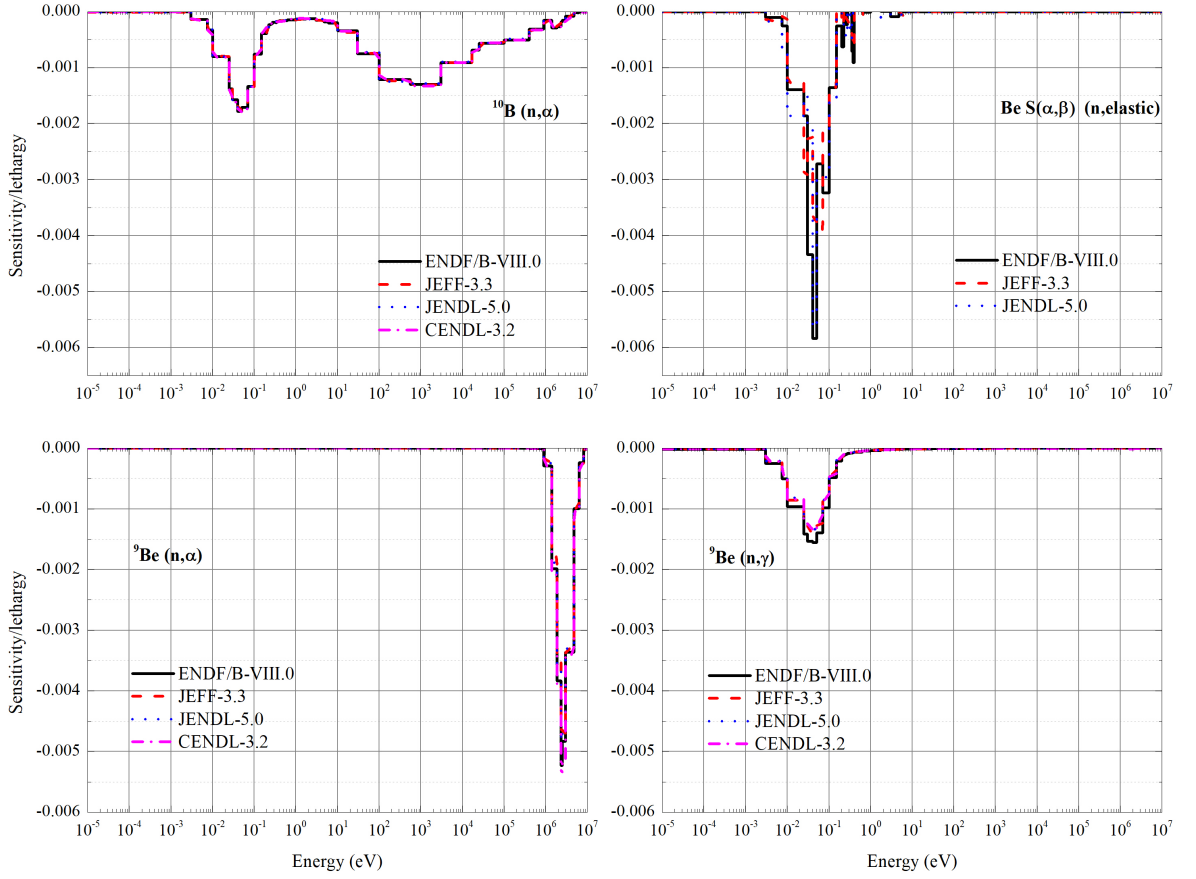


Figure 3.5: Energy dependent sensitivities of the k_{eff} to B-10, Be $S(\alpha, \beta)$, and Be-9 in the decreasing direction.

3.1.3 Uncertainty analysis of the effective multiplication factor

Table 3.6 shows the relative uncertainties of the k_{eff} for the DNRR with LEU fuel calculated with the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries. The total relative uncertainties obtained with the libraries are 415.7, 588.0 and 363.0 pcm, respectively. Compared to the relative uncertainties obtained for the DNRR core of HEU fuel with ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5 (466.6 and 379.1 pcm) in a previous work, the relative uncertainty values for the LEU core are smaller by about 12.2% and 4.4%, respectively [23]. One of the reasons is that the amount of U-235 in the LEU fuel is significantly less than that in the HEU fuel, which leads to the smaller relative uncertainty of the LEU core. The relative uncertainties obtained for the DNRR core with LEU fuel are also smaller than the value of 600 pcm of the RSG GAS research reactor reported by [14]. Compared to ENDF/B-VIII.0,

the relative uncertainty obtained with JEFF-3.3 is greater by about 30%, while that obtained with JENDL-5 is smaller by 12%. It is noticed that the covariance data are not available in JENDL-5 for some isotopes, e.g., Al-27, Be-9 and C-12, thus, the relative uncertainties with respect to the capture and elastic scattering of Al-27, Be-9 and C-12 are not available. This may cause the smaller uncertainty (363.0 pcm) compared to ENDF/B-VIII.0.

Table 3.6: The k_{eff} relative uncertainties for the reactions of the primary isotopes are listed in order of decreasing magnitude based on the ENDF/B-VIII.0 dataset.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JF3/E8	JENDL-5 (pcm)	J5/E8
Total	-	415.7	588.0	1.41	363.0	0.87
H-1	n, γ	288.1	355.6	1.23	289.3	1.00
U-235	fission	153.2	215.2	1.40	153.2	1.00
H-1	elastic	143.0	203.7	1.42	142.6	1.00
Al-27	elastic	127.6	167.8	1.32	-	-
Al-27	n, γ	116.4	232.4	2.00	-	-
Al-27	inelastic	84.7	56.4	0.67	-	-
Be-9	n,2n	48.4	-	-	-	-
C-nat	elastic	37.5	39.0	1.04	-	-
U-238	n, γ	35.9	35.8	1.00	35.9	1.00
U-235	n, γ	34.1	195.2	5.73	33.9	1.00
Be-9	elastic	32.3	-	-	-	-
Be-9	n, α	22.8	-	-	-	-
Be-9	n, γ	18.2	-	-	-	-
O-16	elastic	15.0	66.2	4.41	11.4	0.76
U-238	elastic	12.5	10.9	0.88	13.2	1.06
U-238	total ν	12.3	13.3	1.08	5.5	0.45
O-16	n, α	9.1	2.6	0.28	6.2	0.68
B-10	n, α	7.9	1.5	0.19	7.9	1.00
Fe-56	n, γ	6.9	4.0	0.59	16.2	2.35
U-238	inelastic	6.3	15.3	2.42	21.0	3.33
U-234	n, γ	4.9	5.0	1.00	24.4	4.93
U-238	fission	4.5	10.2	2.26	3.7	0.81
C-nat	n, γ	4.4	4.3	0.98	-	-
Fe-56	elastic	2.3	9.2	3.96	7.7	3.31

The reactions contribute mostly to the relative uncertainties of the k_{eff} are H-1 (n, γ), U-235 (n,fission) and H-1 (elastic) with the relative uncertainty values of 288.1, 153.2 and 143.0 pcm, respectively, determined with ENDF/B-VIII.0. For H-1 (n, γ) and U-235 (n,fission) reactions, since the similarity in 44 group structured sensitivities are observed for the three libraries, difference in covariance matrices is the main reason to cause the difference in uncertainty values. To look closely to the difference of the

covariance matrices of reactions with the largest relative uncertainties, the covariance matrices of U-235 (n,f), H-1 (n, γ) and H-1 (elastic) are plotted in Figures B.1–B.3. With the highest covariance matrices, especially in the low energy range where the sensitivity coefficients are dominant, JEFF-3.3 has the greatest relative uncertainty of the k_{eff} , greater than that obtained with ENDF/B-VIII.0 by 20-42% as shown in Table 3.16. Compared to the previous version, ENDF/B-VII.0, the covariance data of H-1 of ENDF/B-VIII.0 were updated and JENDL-5 adopted the data of ENDF/B-VIII.0 for H-1 [27]. The identical covariance matrices of H-1 (n, γ) and H-1 (elastic) are illustrated in Appendix section B, Figures B.2 and B.3. Thus, the relative uncertainties of H-1 (n, γ) and H-1 (elastic) reactions obtained by JENDL-5 and ENDF/B-VIII.0 indicate a good agreement as listed in Table 3.16. The resemblance in covariance data below 103 eV of JENDL-5 and ENDF/B-VIII.0 leads to the same relative uncertainty value of 153.2 pcm.

The third significant contributor to the total relative uncertainty of the k_{eff} is Al-27 with three reactions of elastic, (n, γ) and inelastic. This is because aluminum is a major core structural material. The relative uncertainty values correspond to the reactions are 127.6, 116.4 and 84.7 pcm, respectively. Subsequently, isotopes with remarkable contribution to the relative uncertainty are Be-9, C-nat, U-238 and O-16 as listed in Table 3.16. Based on the uncertainty analysis, JENDL-5 is noticed the relevant library for the DNRR analysis with the smallest relative uncertainty. Since U-235 and H-1 are the most contributors to the relative uncertainty of the DNRR with LEU fuel, the cross section data of the isotopes in thermal energy range need to be paid attention to improve the core physics analysis of the DNRR.

Significant positive sensitivities are observed with U-235, H-1, C-nat, O-16, Be-9 and Al-27 and U-238. Negative sensitivities are significantly contributed by H-1, U-235, Al-27, U-238, B-10, Be-9, C-nat. The relative uncertainty is found with the capture and elastic scattering of H-1, and the fission of U-235. Subsequently, Al-27 elastic, capture, and inelastic contributions significantly contribute to the relative uncertainty of the k_{eff} . Other nuclides contribute to remarkable relative uncertainties of the k_{eff} are Be-9, C-nat and

U-238. The total relative uncertainties of the k_{eff} obtained with ENDF/B-VIII.0, JENDL-5 and JEFF-3.3 are 415.7, 363.0 and 588.0 pcm, respectively. Regarding the relative uncertainty analysis, ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5 are considerably the most reliable for the core analysis of the DNRR with LEU fuel. Attention is recommended on the capture and elastic of H-1 and the fission of U-235 to improve the reliability of the core analysis for the DNRR. The results provide valuable feedback for nuclear data developers to improve cross section evaluations, particularly for H-1, U-235, Al-27, and Be-9. Enhancements in these data would increase the reliability of core simulations for research reactors, improving both safety and efficiency. By identifying main nuclides that significantly affect uncertainty, reactor analysts can enhance nuclear safety margins and improve predictability. Specifically, emphasis should be placed on the capture and elastic scattering of H-1 and the fission of U-235 to further improve the accuracy of reactor calculations. Since ENDF/B-VIII.0 demonstrated lower relative uncertainties, they should be prioritized for future core calculations and safety evaluations of the DNRR and similar reactors. Additionally, further benchmarking studies using experimental data are recommended to validate the nuclear data libraries under different reactor conditions, thereby enhancing confidence in their predictive capabilities.

3.2 Evaluation of kinetic parameters

3.2.1 *Influence of operational parameters on kinetic parameters*

3.2.1.1 *Kinetic characteristics*

To investigate the impact of operational parameters on reactor kinetics, evaluations were conducted to quantify their effects on the kinetic parameters, using the first criticality condition shown in Table 3.1. Table 3.7 provides a comparative assessment of the β_{eff} calculated using two distinct methodologies: the adjoint weighted method and the prompt method. The analysis incorporates four evaluated nuclear data libraries, namely ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2. Generally, the adjoint weighted method has slightly higher β_{eff} values than the prompt method, except for the JEFF-3.3 library, where the prompt method predicts a higher value

(762 pcm) compared to the adjoint weighted result (753 pcm). In contrast, the ENDF/B-VIII.0 library has the lowest values, with 735 pcm for the adjoint weighted method and 731 pcm for the prompt method. The JENDL-5 and CENDL-3.2 libraries produce identical β_{eff} results (738 pcm) with the adjoint weighted method. The observed differences between the two computational methods remain within 1.2%, indicating strong methodological consistency. Furthermore, the inter library variation in β_{eff} predictions is confined to within 4.0%, reflecting a reasonable level of agreement across the evaluated nuclear data libraries.

Table 3.7: Comparison of the β_{eff} calculated by the adjoint weighted method and prompt method.

Methods	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5.0	CENDL-3.2
	(pcm)	(pcm)	(pcm)	(pcm)
Adjoint weighted method	735 ± 5	753 ± 5	738 ± 5	738 ± 5
Prompt method	731 ± 6	762 ± 6	731 ± 6	745 ± 6

Table 3.8 summarizes the kinetic parameters, namely the β_{eff} , Λ , and l_p calculated using the adjoint weighted and $1/v$ absorber insertion method. The estimated β_{eff} values span from 735 to 753 pcm, exhibiting modest variation among the libraries. The highest value is obtained with the JEFF-3.3 library (753 pcm), while ENDF/B-VIII.0 has the lowest (735 pcm), corresponding to a relative difference of approximately 2.5%. Notably, JENDL-5 and CENDL-3.2 produce identical β_{eff} estimates of 738 pcm, suggesting strong consistency between these two libraries. The Λ ranges from 80.88 μs to 81.77 μs . The CENDL-3.2 library provides the highest Λ value (81.77 μs), whereas JEFF-3.3 yields the lowest (80.88 μs). The predictions from ENDF/B-VIII.0 (80.96 μs) and JENDL-5 (81.01 μs) differ by merely 0.05 μs , indicating close agreement. Overall, the variation in Λ values across all libraries remains within 1.1%. Similarly, the l_p varies from 80.90 μs to 81.72 μs . Compared to the results of the $1/v$ absorber insertion method, the

results of the adjoint weighted method for Λ and l_p are at most 0.3% larger, with a minimum of 0.12%.

Table 3.8: Comparison of the kinetic parameters calculated by the adjoint weighted and the $1/v$ absorber insertion method.

Parameters	ENDF/B-VIII.0	JEFF-3.3	JENDL-5	CENDL-3.2
The adjoint weighted method				
β_{eff} (pcm)	735 ± 5	753 ± 5	738 ± 5	738 ± 5
Λ (μs)	80.96 ± 0.10	80.88 ± 0.10	81.01 ± 0.10	81.77 ± 0.10
l_p (μs)	80.98 ± 0.10	80.90 ± 0.10	81.15 ± 0.10	81.72 ± 0.10
The $1/v$ absorber insertion method				
Λ (μs)	80.76 ± 0.14	80.64 ± 0.15	80.87 ± 0.11	81.67 ± 0.15
l_p (μs)	80.78 ± 0.17	80.66 ± 0.18	81.01 ± 0.15	81.62 ± 0.19

Table 3.9 presents the delayed neutron parameters evaluated using the adjoint weighted method, including the group wise delayed neutron fractions (β_i) and decay constants (λ_i). For ENDF/B-VIII.0, JENDL-5, and CENDL-3.2, a six-group structure is employed, in which Group 4 provides the dominant contribution to β_{eff} , with β_4 values in the range of 280–293 pcm. Groups 2, 3, and 5 also contribute significantly, whereas Group 6 exhibits the smallest contribution (31–51 pcm). In contrast, JEFF-3.3 adopts an eight-group representation, leading to a different distribution of delayed neutron fractions. In this case, Group 5 contributes the largest fraction (246 pcm), followed by Group 4 (150 pcm), while Groups 7 and 8 provide relatively small contributions. Therefore, the dominance of Group 4 is not consistent across all libraries. The decay constant λ_i characterizes the precursor decay rate, with smaller values corresponding to longer lived precursors. For ENDF/B-VIII.0, JENDL-5, and CENDL-3.2, Group 1 consistently exhibits the smallest decay constant (0.012–0.013 s^{-1}), while Group 6 shows the largest values (2.857–3.037 s^{-1}). In these libraries, Group 4 remains relatively stable, with λ_4 values ranging from 0.302 to 0.304 s^{-1} . For JEFF-3.3, due to the eight group structure, the decay constants are more widely distributed. The smallest value remains in Group 1 (0.012 s^{-1}), whereas the largest appears in Group 8 (3.555 s^{-1}). Additionally, JENDL-5 predicts the highest decay

constant for Group 5 (1.143 s^{-1}). Overall, ENDF/B-VIII.0 and CENDL-3.2 exhibit very similar λ_i values across most groups.

Table 3.9: Group delayed neutron fractions (β_i) and decay constants (λ_i) calculated using the adjoint weighted method.

Group	ENDF/B-VIII.0		JENDL-5		CENDL-3.2		JEFF-3.3	
	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})	β_i (pcm)	λ_i (s^{-1})
1	27 ± 1	0.013	25 ± 1	0.012	26 ± 1	0.013	26 ± 1	0.012
2	132 ± 2	0.033	161 ± 3	0.031	131 ± 3	0.033	110 ± 2	0.028
3	128 ± 2	0.121	143 ± 3	0.112	127 ± 3	0.121	69 ± 1	0.043
4	280 ± 3	0.303	293 ± 4	0.302	285 ± 4	0.304	150 ± 2	0.133
5	118 ± 2	0.851	84 ± 2	1.143	118 ± 3	0.862	246 ± 3	0.292
6	51 ± 1	2.857	31 ± 1	3.037	51 ± 2	2.877	72 ± 1	0.666
7	-	-	-	-	-	-	61 ± 1	1.635
8	-	-	-	-	-	-	19 ± 1	3.555
Total	735 ± 5	-	738 ± 5	-	738 ± 5	-	753 ± 5	-

Note: ENDF/B-VIII.0, JENDL-5, and CENDL-3.2 use the six-group delayed neutron model, whereas JEFF-3.3 uses an eight-group delayed neutron model.

Table 3.10: Comparison of kinetic parameters derived from MCNP6 with those obtained from the Serpent 2 code** using ENDF/B-VIII.0.

Parameters	Meulekamp	Chiba	Nauchi	IFP	Perturbation	MCNP6
β_{eff} (pcm)	733.83 ± 0.57	734.07 ± 0.82	732.87 ± 0.61	736.13 ± 2.02	735.36 ± 0.40	735 ± 5
Λ (μs)	-	-	81.92 ± 0.02	81.08 ± 0.05	81.62 ± 0.01	80.96 ± 0.10
l_p (μs)	-	-	81.96 ± 0.02	81.12 ± 0.05	81.66 ± 0.01	80.98 ± 0.10

** The methods presented in Appendix section A.1

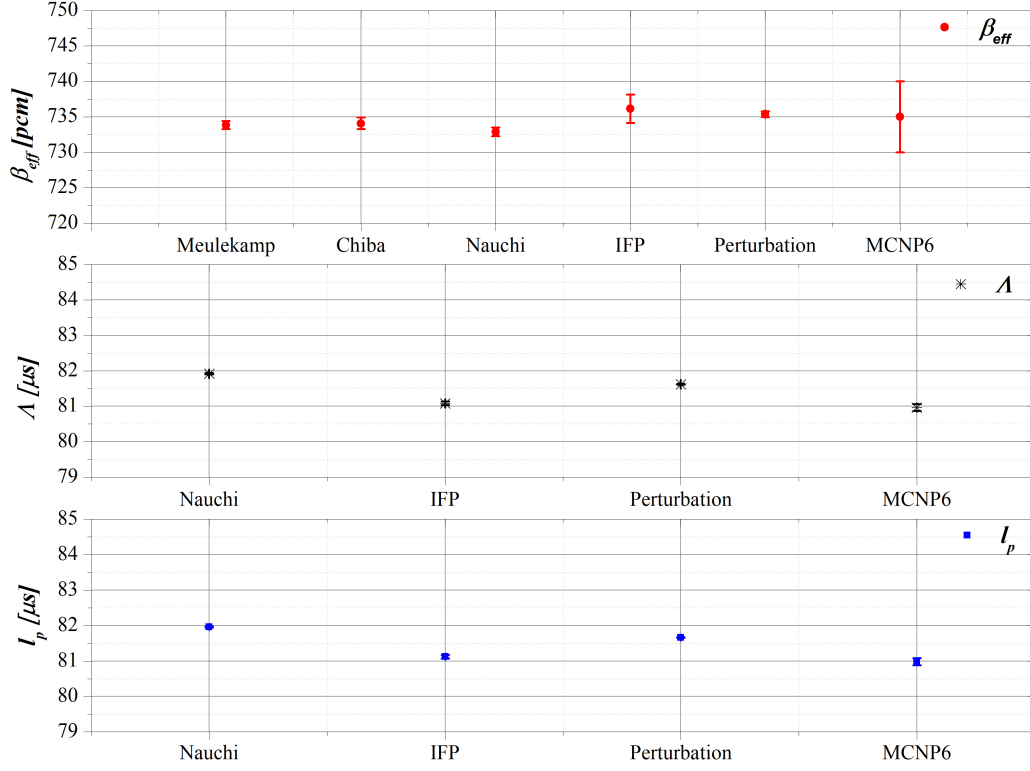


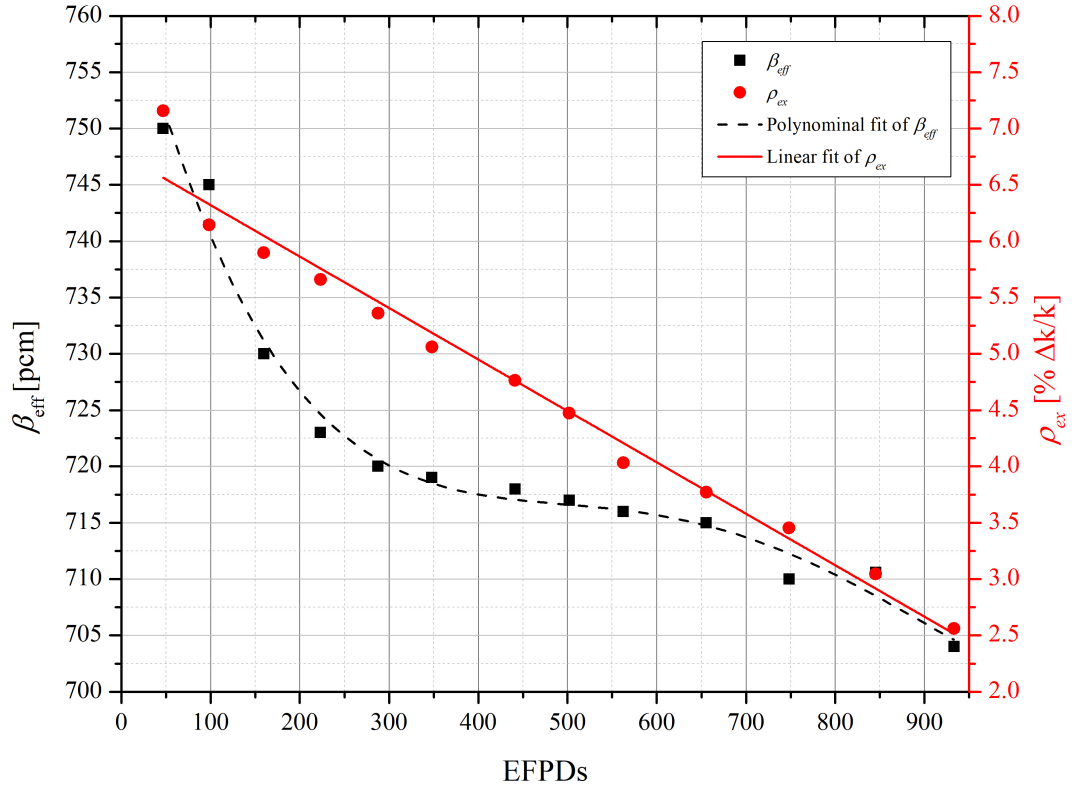
Figure 3.6: Comparison of kinetic parameters calculated using MCNP6 with various methods in the Serpent 2 code.

The kinetic parameters obtained with the methods are compared to those obtained using MCNP6 as shown in Table 3.10, where β_{eff} is 735 pcm. Compared to this value, the Meulekamp, Chiba, and Nauchi methods produce slightly lower results, with deviations of -0.16% , -0.13% , and -0.29% , respectively. In contrast, the IFP and perturbation methods show higher results, with deviations of $+0.15\%$ and $+0.05\%$, respectively. For the Λ , MCNP6 yields a value of $80.96 \mu\text{s}$. In comparison, the Nauchi method produces $81.92 \mu\text{s}$, which is a relative difference of $+1.19\%$. The perturbation method gives $81.62 \mu\text{s}$ ($+0.81\%$), while the IFP method reports $81.08 \mu\text{s}$, with the smallest deviation of $+0.15\%$. For the l_p , the MCNP6 result is $80.98 \mu\text{s}$. Compared to this, the Nauchi, IFP, and perturbation methods yield values of $81.96 \mu\text{s}$, $81.12 \mu\text{s}$, and $81.66 \mu\text{s}$, corresponding to relative deviations of $+1.21\%$, $+0.17\%$, and $+0.84\%$, respectively. Overall, the IFP method aligns most closely with MCNP6 results across all kinetic parameters. The high consistency of β_{eff} , Λ , and l_p across different methods, with deviations well below 1% , provides strong confidence in the reliability of the simulations and

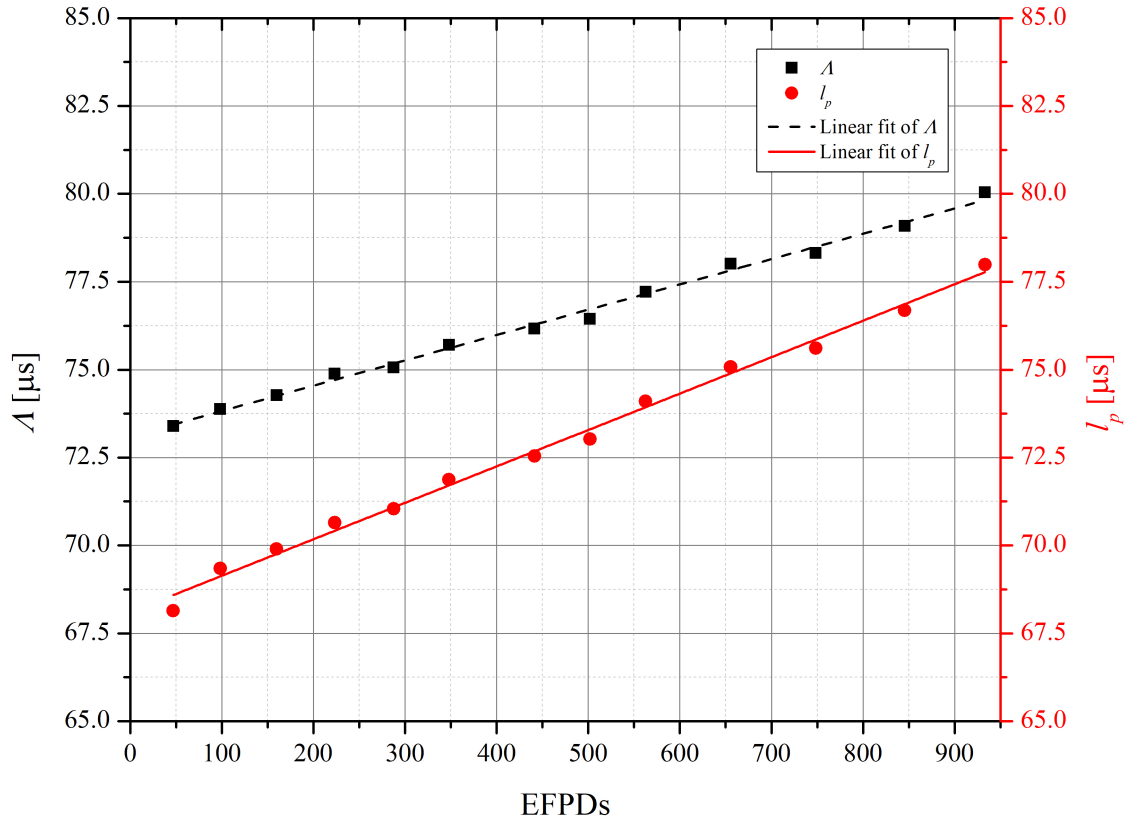
ensures that the derived kinetic parameters can be reliably applied in reactor safety and dynamic analyses. Figure 3.6 shows a comparison of kinetic parameters obtained from MCNP6 with those from the methods of the Sepent 2 code.

3.2.1.2 Dependence of kinetic parameters on fuel burnup using ENDF/B-VIII.0

The study assessed the influence of operational parameters affect reactor kinetics, using simulations with all control rods outside the core. Figure 3.7 displays the kinetic parameters of the DNRR as functions of fuel burnup. Since all relative uncertainties in evaluating the kinetic parameters are less than 0.7%, individual error values will not be displayed as ranges on the all of figures and will be applied throughout this study. Both the excess reactivity (ρ_{ex}) and the β_{eff} exhibit decreasing trends with burnup, as demonstrated in Figure 3.7(a). The ρ_{ex} decreases linearly with burnup, while the β_{eff} follows a polynomial decline from 750 pcm at the beginning of cycle (BOC) to 704 pcm at the end of cycle (EOC). The decrease in β_{eff} is most pronounced in the early burnup stage (within 250 effective full power days (EFPDs)), followed by a gradual decline in the later burnup stage. This trend is attributed to the reduction of U-235 fissile material, which has a relatively high delayed neutron fraction, and the accumulation of Pu-239, Pu-240, and Pu-241, which have smaller delayed neutron fractions compared to U-235 in the latter burnup stage, along with the effects of neutron spectral hardness as detailed in Appendix section C. The decrease in β_{eff} with burnup implies a larger proportion of fission neutrons being prompt, resulting in a faster kinetic response of the DNRR. Figure 3.7(b) depicts a linear increase in both the Λ and l_p with burnup. The values at the BOC are 73.39 μs and 68.14 μs , while at the EOC, they increase to 80.04 μs and 77.99 μs , respectively. These trends indicate a progressive lengthening of neutron lifetimes due to fuel burnup.



(a) β_{eff} and ρ_{ex}



(b) Λ and l_p

Figure 3.7: Variation of the kinetic parameters as functions of burnup.

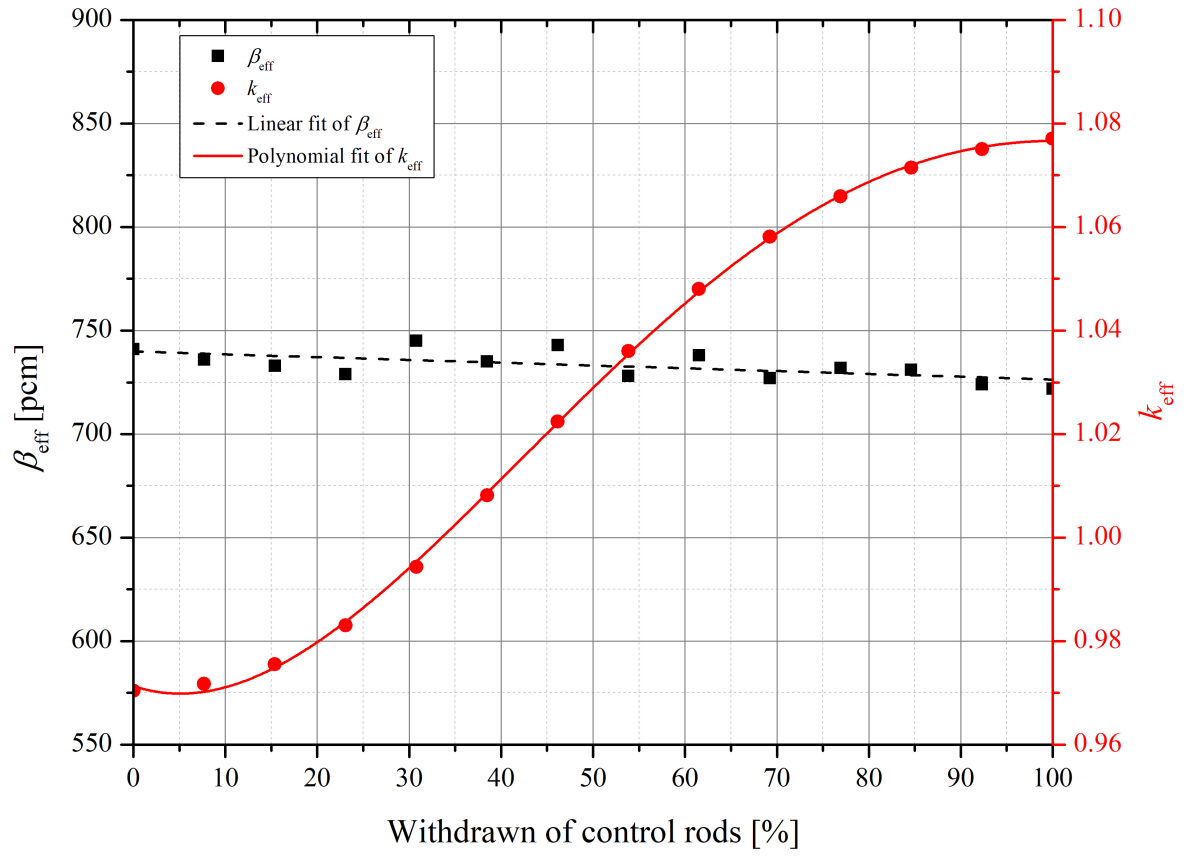
3.2.1.3 Kinetic parameters versus control rod positions using ENDF/B-VIII.0

Figure 3.8 illustrates the influence of control rod positions on the kinetic parameters. The reactor remains subcritical with control rod withdrawal of less than 33.5% and becomes supercritical beyond 34.5%. Figure 3.8(a) shows that the β_{eff} decreases slightly from 741 pcm to 722 pcm as the control rods move from full insertion to complete withdrawal.

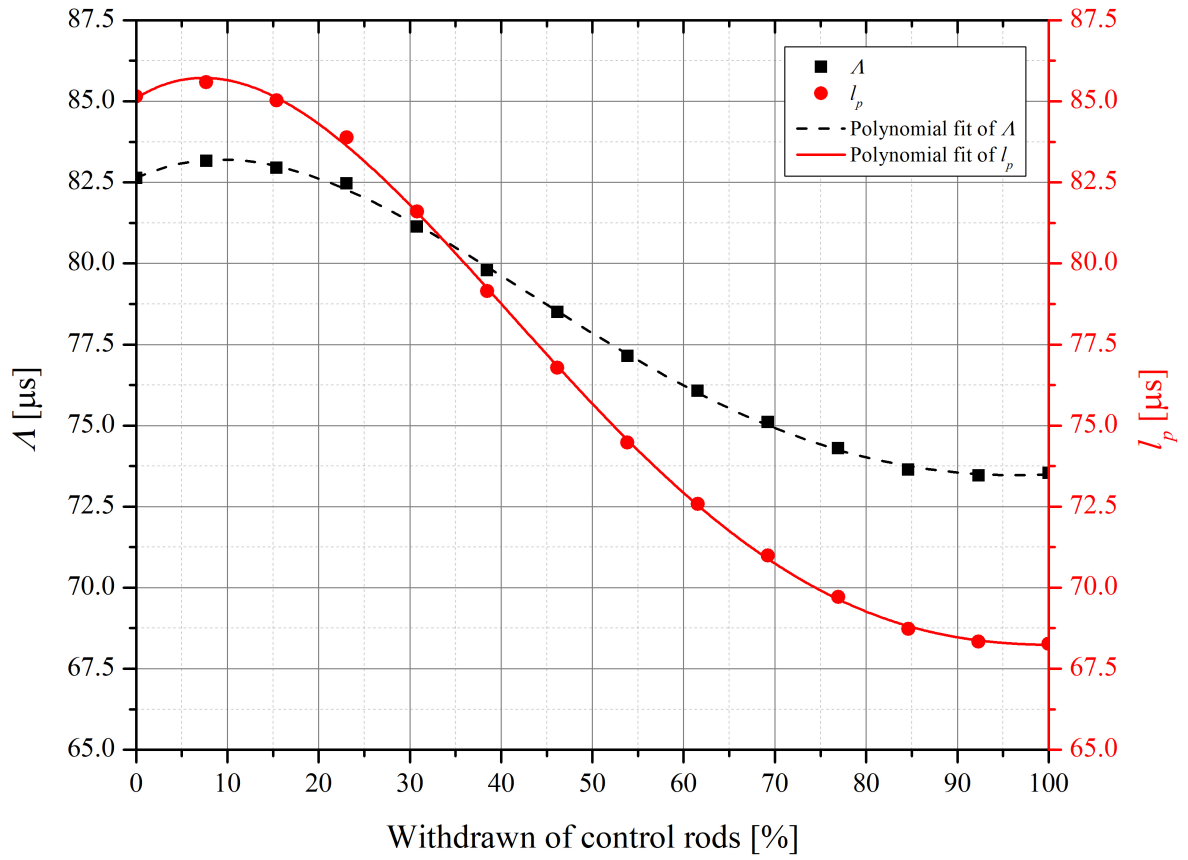
The Λ and l_p decrease similarly with control rod withdrawal. Figure 3.8(b) shows that Λ decreases from 82.63 μs to 73.54 μs , while the l_p decreases from 85.16 μs to 68.27 μs . This pattern illustrates the effective integral characteristic shape of the control rods. Withdrawing the control rods from the core reduces the average prompt neutron lifetime, indicating an increase in fast fission contributions and a reduction in thermal fission. Consequently, this leads to a decrease in the prompt neutron generation time.

3.2.1.4 Dependence of kinetic parameters on fuel temperature using ENDF/B-VIII.0

The impact of operational parameters on kinetic behavior was analyzed, referencing the first criticality condition presented in Table 3.1. During the operation of the DNRR, the fuel temperature varies from 20 to 95°C. Thus, the effect of fuel temperature on the kinetic parameters was evaluated. Figure 3.9 illustrates the lesser effect of fuel temperature on the kinetic parameters. The k_{eff} steadily declines with the increase of fuel temperature due to the Doppler effect. This corresponds to a negative reactivity insertion. Figure 3.9(a) and Figure 3.9(b) indicate that the kinetic parameters are almost unaffected by the change in fuel temperature. Table 3.11 summarizes the kinetic parameters of the DNRR at different reactor operating conditions.

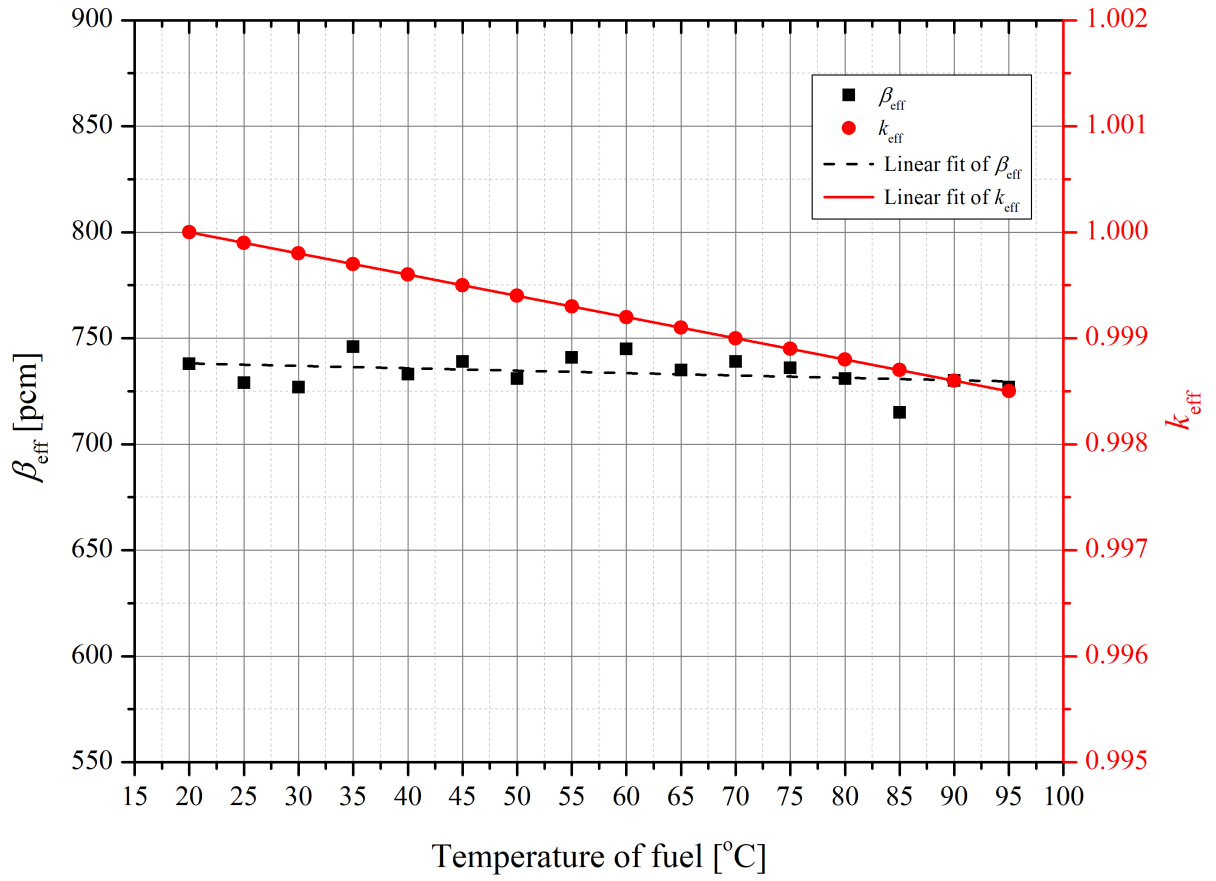


(a) β_{eff} and k_{eff}

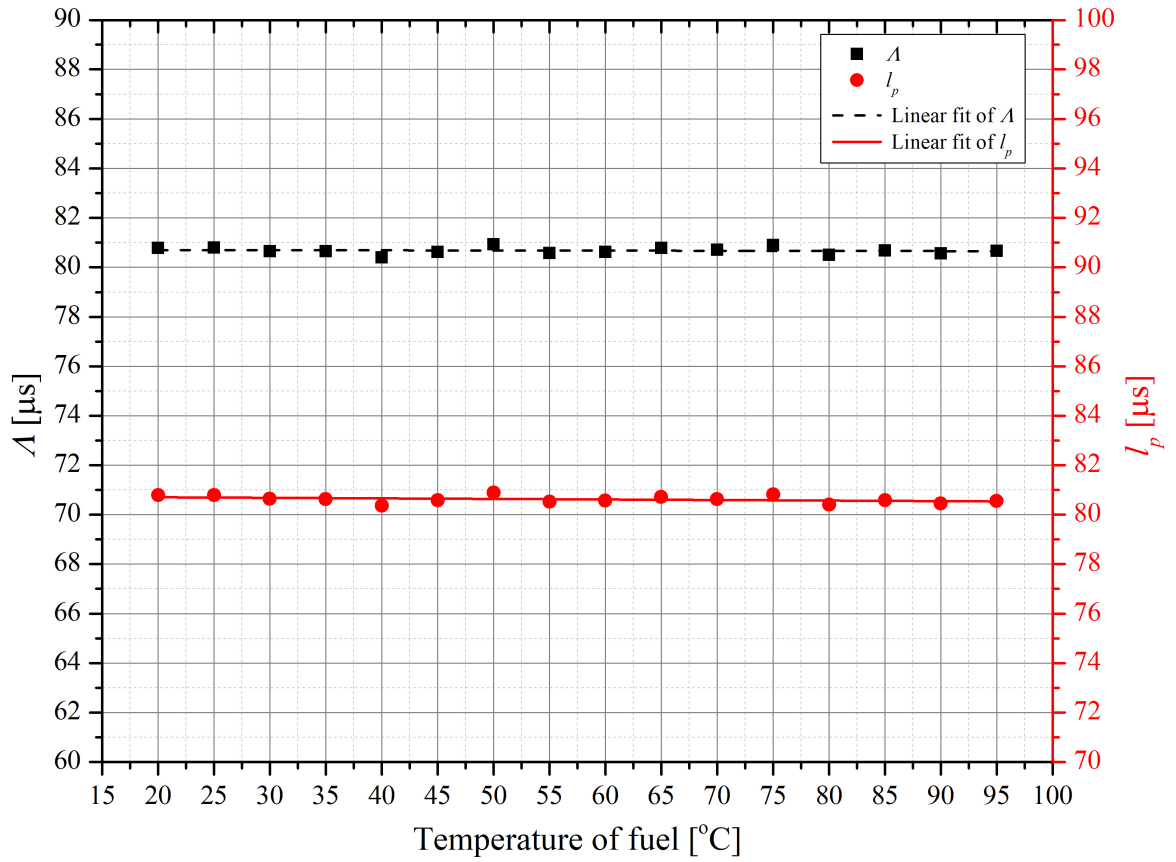


(b) Λ and l_p

Figure 3.8: Variation of the kinetic parameters with respect to control rod positions.



(a) β_{eff} and k_{eff}



(b) Λ and l_p

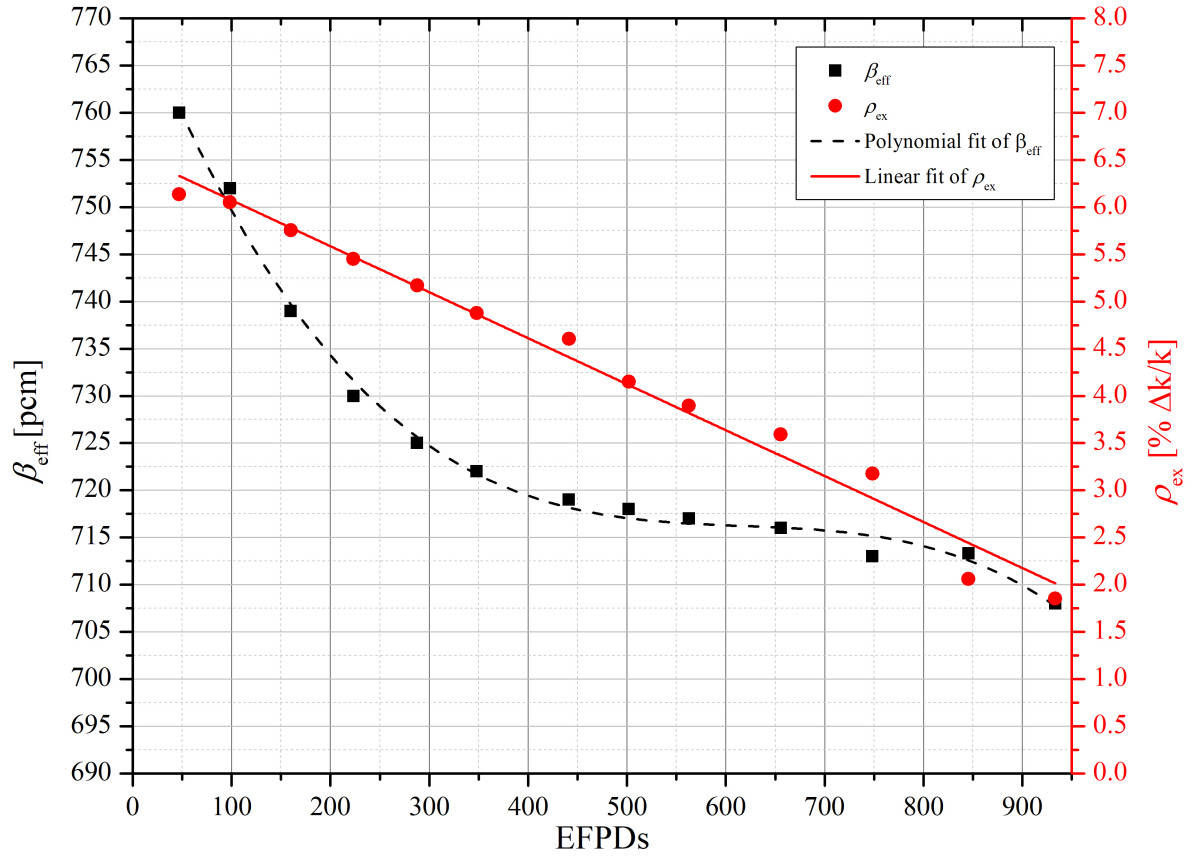
Figure 3.9: Variation of the kinetic parameters with respect to the change of fuel temperature.

Table 3.11: Summary of the kinetic parameters of the DNRR with 92 LEU fuel bundles.

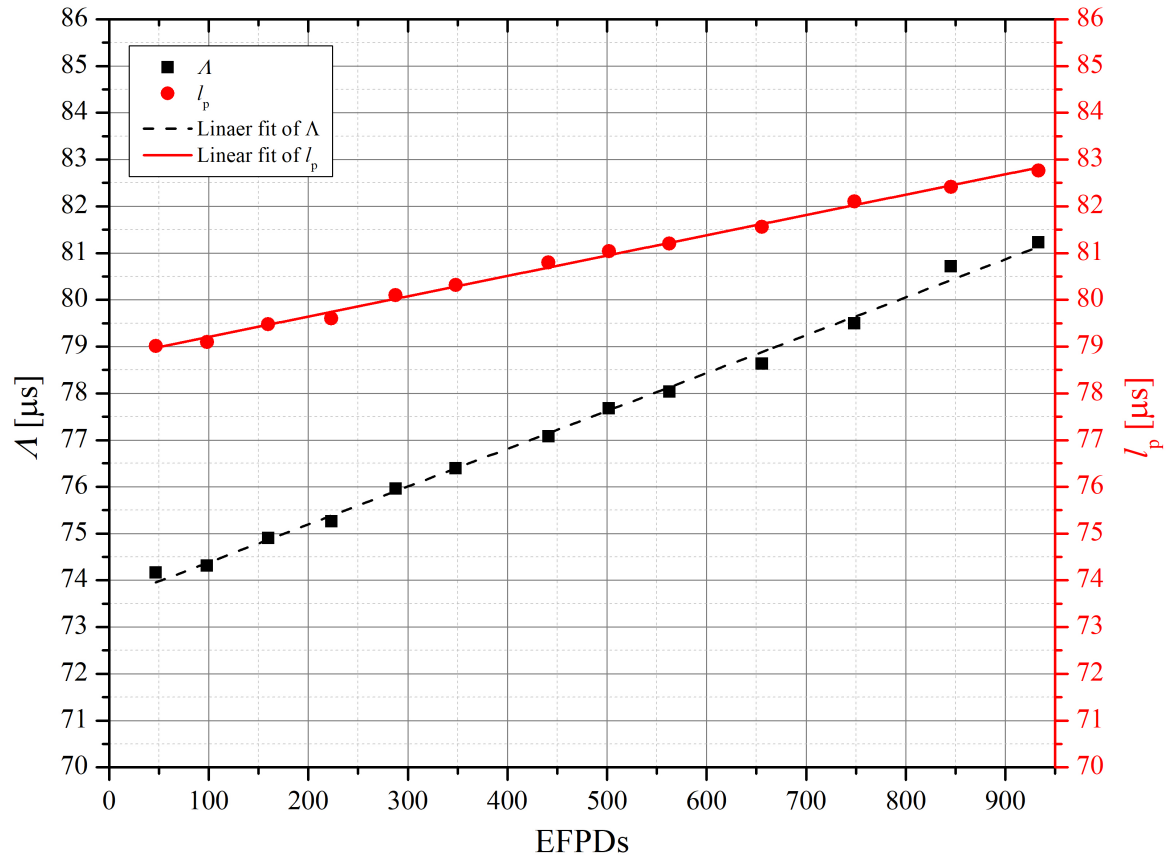
Parameters	Values	β_{eff} (pcm)	Λ (μs)	l_p (μs)
Fuel burnup	BOC	750	73.39	68.14
	EOC	704	80.04	77.99
CR positions	all CRs in	741	82.63	85.16
	all CRs out	722	73.54	68.27
Fuel temperature	20°C	738	80.78	80.78
	95°C	727	80.67	80.55

3.2.1.5 *Dependence of kinetic parameters on burnup using JENDL-5*

The study assessed the influence of operational parameters on reactor kinetics through simulations with all control rods fully withdrawn from the core. The MCNP6 calculations were set up to estimate the k_{eff} of the DNRR with 92 LEU fuel bundles, with the standard deviation (1σ) of 15–21 pcm. Figure 3.10(a) depicts the dependence of the β_{eff} as a function of burnup obtained from the adjoint weighted method. It can be seen that the β_{eff} decreases rapidly in the first 200 effective full power days (EFPD), which is then followed by a gradual decline. The β_{eff} decreases from the BOC to the EOC (800 EFPD) by about 52 pcm. The adjoint weighted method predicts the β_{eff} values of 760 pcm at the BOC and 708 pcm at the EOC, respectively. The excess reactivity ρ_{ex} decreases approximately linearly with the EFPDs. At the BOC, ρ_{ex} is about 6.1 ($\%\Delta k/k$), and it gradually decreases as fuel burnup increases, reaching approximately 1.9 ($\%\Delta k/k$) at the EOC. This reduction is mainly attributed to the depletion of U-235 and the accumulation of neutron absorbing fission products during reactor operation, which reduce the neutron economy of the core. The observed trend reflects the progressive consumption of excess reactivity with fuel burnup, which is a typical behavior in research reactor core operation such as the DNRR.



(a) β_{eff} and ρ_{ex}



(b) Λ and l_p

Figure 3.10: Variation of the kinetic parameters as functions of burnup.

Figure 3.10(b) presents the l_p as a function of burnup obtained from the adjoint weighted method. The l_p increases linearly with burnup due to the decrease of the production rate. The l_p values at the BOC and the EOC are 79.01 and 82.76 μs , respectively.

Table 3.12: The β_{eff} calculated by the adjoint weighted method and the prompt method.

Parameter	Adjoint weighted		Prompt	
	BOC	EOC	BOC	EOC
β_{eff} (pcm)	760 ± 4	708 ± 21	748 ± 9	700 ± 18

Table 3.12 shows the β_{eff} values of the DNRR core at the BOC and the EOC in comparison between the adjoint weighted method and the prompt method. The prompt method estimated the β_{eff} lower than those from the adjoint weighted method by about 8–12 pcm. Comparing between the two methods, a good agreement was found with the discrepancy less than 1.6%.

Compared to other research reactors, the β_{eff} of the first core of the RSG GAS using MVP3 and MCNP6.2 with various data libraries was reported to be approximately 738.3 pcm [103]. The β_{eff} of the TRIGA Mark II reactor was 800 pcm for a small core (43 fuel rods) and 750 pcm for a full core (90 fuel rods), respectively [104]. Thus, the β_{eff} values obtained for the DNRR are approximate to those of other research reactors.

Table 3.13: The Λ and l_p calculated by the adjoint weighted and the $1/v$ insertion methods.

Parameter	Adjoint weighted		$1/v$ insertion	
	BOC	EOC	BOC	EOC
Λ (μs)	74.16 ± 0.11	81.22 ± 0.15	74.83 ± 0.35	81.44 ± 0.20
l_p (μs)	79.01 ± 0.11	82.76 ± 0.15	79.72 ± 0.45	82.98 ± 0.19

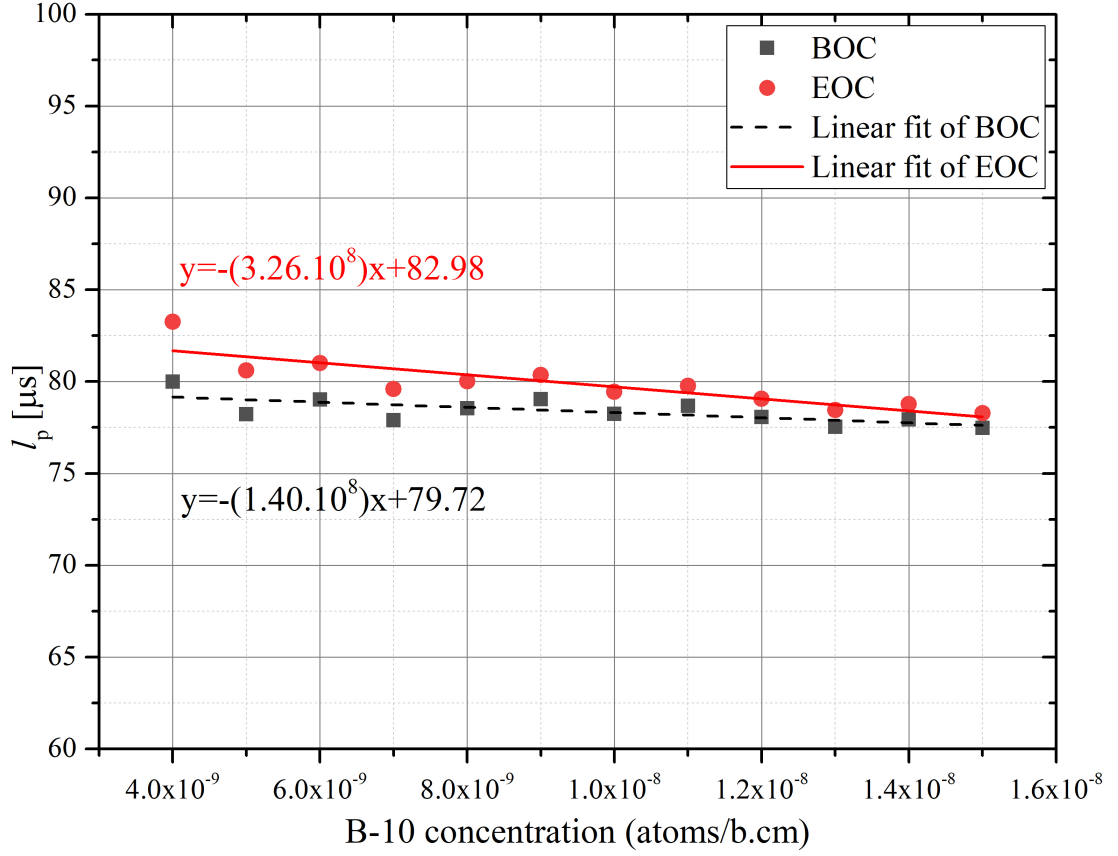


Figure 3.11: The l_p as a function of B-10 concentration at the BOC and the EOC obtained from the $1/v$ absorber insertion method.

Table 3.13 presents the calculated values of the Λ and l_p using the adjoint weighted and $1/v$ insertion methods. The values of Λ at the BOC and the EOC obtained by using the adjoint weighted method and the JENDL-5 library are 86.99 and 82.41 μs , respectively.

Figure 3.11 depicts the determination of the l_p values using the $1/v$ absorber insertion method by varying the B-10 concentration from 4.0×10^{-9} to 1.5×10^{-8} atoms/(b·cm). The l_p values at the BOC and the EOC are 79.72 and 82.98 μs , respectively. Comparing between the two methods, the discrepancy of the l_p values is within 1%.

3.2.2 Sensitivity analysis of the effectively delayed neutron fraction

Tables 3.14 and 3.15 present a comprehensive sensitivity analysis of the β_{eff} for various nuclear reaction channels of the main isotopes. The analysis was performed using four evaluated nuclear data libraries: ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, and CENDL-3.2. To ensure clarity and relevance, only the most significant sensitivity coefficients defined as those with an absolute value exceeding 0.1% in the ENDF/B-VIII.0 are reported and arranged in descending order. The tables include the sensitivity coefficients (in percentage), which quantify the impact of perturbations in specific nuclear reaction cross sections on the calculated value of β_{eff} . Furthermore, inter library comparisons are provided in the form of ratios denoted as JF3/E8, J5/E8, and C3/E8 that represent the sensitivity coefficients from each library normalized to the ENDF/B-VIII.0 results.

Table 3.14: Positive sensitivities of the β_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 (%)	JEFF-3.3 (%)	JF3/E8	JENDL-5.0 (%)	J5/E8	CENDL-3.2 (%)	C3/E8
U-235	delayed ν	98.13	96.65	0.98	98.48	1.00	96.16	0.98
Lwtr $S(\alpha, \beta)$	inelastic	29.64	71.12	2.40	21.02	0.71	—	—
Al-27	elastic	10.09	-4.65	-0.46	20.51	2.03	-8.09	-0.80
C-nat $S(\alpha, \beta)$	inelastic	5.23	-7.34	-1.40	6.20	1.19	—	—
Al-27	total	5.10	-11.31	-2.22	15.71	3.08	-9.83	-1.93
Be $S(\alpha, \beta)$	inelastic	1.88	-1.04	-0.55	20.09	10.69	—	—
Fe-56	elastic	1.68	-1.94	-1.16	-2.20	-1.31	-2.36	-1.41
U-235	elastic	1.35	0.95	0.71	2.22	1.65	1.51	1.12
U-238	delayed ν	1.30	1.30	1.00	1.36	1.05	1.38	1.06
Fe-56	total	1.13	-2.05	-1.82	-2.34	-2.07	-2.24	-1.98
Be-9	(n, α)	0.60	0.39	0.66	0.25	0.42	0.60	0.99
U-238	(n, γ)	0.60	-0.07	-0.11	0.87	1.45	0.50	0.83
Be-9	(n, γ)	0.58	0.72	1.23	0.37	0.64	0.74	1.27
U-238	fission	0.50	-0.44	-0.87	-0.39	-0.79	0.50	0.99
U-238	total ν	0.30	-0.59	-1.93	-0.59	-1.93	0.32	1.07
O-16	(n, γ)	0.25	1.13	0.51	0.03	0.14	0.11	0.44
O-16	(n, α)	0.24	0.173	0.52	0.04	0.15	0.11	0.45
U-235	inelastic	0.14	0.38	2.77	-0.62	-4.50	0.54	3.91
U-234	inelastic	0.11	-0.07	-0.66	0.05	0.47	0.01	0.10

* Absolute value $> 0.1\%$.

The delayed neutron yield reaction (delayed ν) of U-235 exhibits the highest positive sensitivity among all nuclear reactions analyzed in the study, with values ranging from approximately 96% to 98% across the evaluated nuclear data libraries. Specifically, CENDL-3.2 yields the lowest sensitivity

Table 3.15: Negative sensitivities of the β_{eff} , listed in descending order of magnitude according to the ENDF/B-VIII.0 library*.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 (%)	JEFF-3.3 (%)	JF3/E8	JENDL-5.0 (%)	J5/E8	CENDL-3.2 (%)	C3/E8
U-235	prompt ν	-98.21	-95.91	0.98	-97.73	1.00	-96.25	0.98
H-1	total	-50.51	31.12	-0.62	-51.64	1.02	-47.39	0.94
H-1	elastic	-49.99	26.17	-0.52	-49.65	0.99	-47.46	0.95
O-16	total	-49.66	-24.29	0.49	12.33	-0.25	17.17	-0.35
O-16	elastic	-49.63	-24.28	0.49	12.29	-0.25	16.88	-0.34
Be $S(\alpha, \beta)$	elastic	-27.07	-32.15	1.19	-2.42	0.09	—	—
Be $S(\alpha, \beta)$	total	-25.19	-33.19	1.32	17.67	-0.70	—	—
Be-9	elastic	-24.86	6.54	-0.26	9.17	-0.37	8.77	-0.36
Be-9	total	-24.52	5.27	-0.21	8.39	-0.34	8.77	-0.36
C-nat	total	-19.19	1.62	-0.08	26.04	-1.36	10.67	-0.56
C-nat	elastic	-19.01	1.90	-0.10	25.93	-1.36	10.94	-0.58
C-nat $S(\alpha, \beta)$	elastic	-7.89	-0.73	0.09	14.38	-1.82	—	—
U-235	fission	-7.40	-2.78	0.38	-0.48	0.06	0.72	-0.10
U-235	total	-7.37	-1.96	0.27	0.25	-0.03	2.92	-0.40
Al-27	inelastic	-4.18	-7.03	1.68	-3.55	0.85	-2.10	0.50
C-nat $S(\alpha, \beta)$	total	-2.65	-8.07	3.04	20.58	-7.76	—	—
U-235	(n, γ)	-1.54	-0.57	0.37	-0.72	0.47	0.11	-0.07
U-238	elastic	-1.36	4.72	-3.46	-4.44	3.26	5.74	-4.21
U-238	prompt ν	-1.00	-1.88	1.89	-1.95	1.96	-1.05	1.05
B-10	total	-0.92	-0.14	0.15	0.57	-0.62	-0.64	0.69
Al-27	(n, γ)	-0.91	0.22	-0.25	-1.16	1.27	0.29	-0.32
U-238	total	-0.87	5.23	-6.01	-2.55	2.92	5.83	-6.69
B-10	(n, α)	-0.80	-1.27	1.58	0.53	-0.66	-0.69	0.87
B-10	(n, γ)	-0.78	-1.26	1.62	0.53	-0.69	-0.69	0.88
U-238	inelastic	-0.67	0.91	-1.37	1.38	-2.08	-1.02	1.53
H-1	(n, γ)	-0.52	4.92	-9.44	-1.98	3.80	0.05	-0.10
Fe-56	inelastic	-0.33	0.13	-0.40	-0.42	1.27	-0.13	0.40
O-16	inelastic	-0.28	-0.15	0.54	-0.01	0.04	0.16	-0.60
Fe-56	(n, γ)	-0.22	-0.24	1.13	0.28	-1.29	0.27	-1.25
U-234	elastic	-0.21	0.02	-0.10	-0.47	2.20	0.13	-0.63
B-10	elastic	-0.21	1.12	-5.27	0.13	-0.61	0.04	-0.21
C-nat	(n, γ)	-0.11	0.12	-1.07	-0.13	1.19	-0.02	0.14
U-235	total ν	-0.11	0.77	-7.06	0.54	-5.06	-0.14	1.29

* Absolute value $> 0.1\%$.

coefficient at 96.16%, whereas JENDL-5 reports the highest at 98.48%. The inter library sensitivity ratios, which are JF3/E8, J5/E8, and C3/E are found to be 0.98, 1.00, and 0.98, respectively. The dominant sensitivity of the U-235 (delayed ν) reaction can be explained by the fact that β_{eff} is directly governed by the delayed neutron yield produced during U-235 fission. Consequently, any variation in the delayed neutron yield data leads to a corresponding change in β_{eff} , resulting in the very large positive sensitivity observed in this study.

The thermal inelastic scattering of light water, represented through the $S(\alpha, \beta)$, exhibits the second highest sensitivity concerning the β_{eff} , yet

demonstrates considerable variation across the evaluated nuclear data libraries. Specifically, JEFF-3.3 predicts a pronounced impact with a sensitivity coefficient of 71.12%, in stark contrast to the lower values reported by ENDF/B-VIII.0 (29.64%) and JENDL-5 (21.02%). The CENDL-3.2 library does not have available data for this reaction channel. The calculated inter library sensitivity ratio, JF3/E8, is 2.40, indicating that JEFF-3.3 assigns 2.4 times greater influence to thermal scattering in light water than ENDF/B-VIII.0. This behavior reflects the important role of light water as the neutron moderator in the reactor core. The $S(\alpha, \beta)$ thermal scattering data determine the energy redistribution of neutrons in the thermal region, thereby shaping the neutron spectrum.

Al-27, C-nat ($S(\alpha, \beta)$), and Be ($S(\alpha, \beta)$) showcase next sensitivity contributions in both elastic and inelastic reactions in ENDF/B-VIII.0, particularly in JENDL-5, which predicts a 20.51% sensitivity for Al-27 elastic scattering, in contrast to -4.65% in JEFF-3.3 and -8.09% in CENDL-3.2. This emphasizes that structural and moderator materials significantly affect the sensitivity of β_{eff} . The ratio of J5/E8 in Be ($S(\alpha, \beta)$) is 10.69, so JENDL-5 predicts an effect that is 10 times stronger than ENDF/B-VIII.0, and the ratio of J5/E8 in Al-27 total reaction is 3.08, so JENDL-5 is three times greater than ENDF/B-VIII.0. U-235 (prompt ν) reaction has a strong negative sensitivity (-96% to -98%). JEFF-3.3 has a slightly weaker negative impact (-95.91%) than ENDF/B-VIII.0 (-98.21%). Elastic scattering of H-1 and O-16 shows strong negative sensitivities in ENDF/B-VIII.0 (-49.99% and -49.63%). JEFF-3.3, however, predicts a positive contribution for H-1 (26.17%), whereas CENDL-3.2 reports a negative value (-47.46%). This suggests significant differences in how neutron scattering in hydrogen is across libraries.

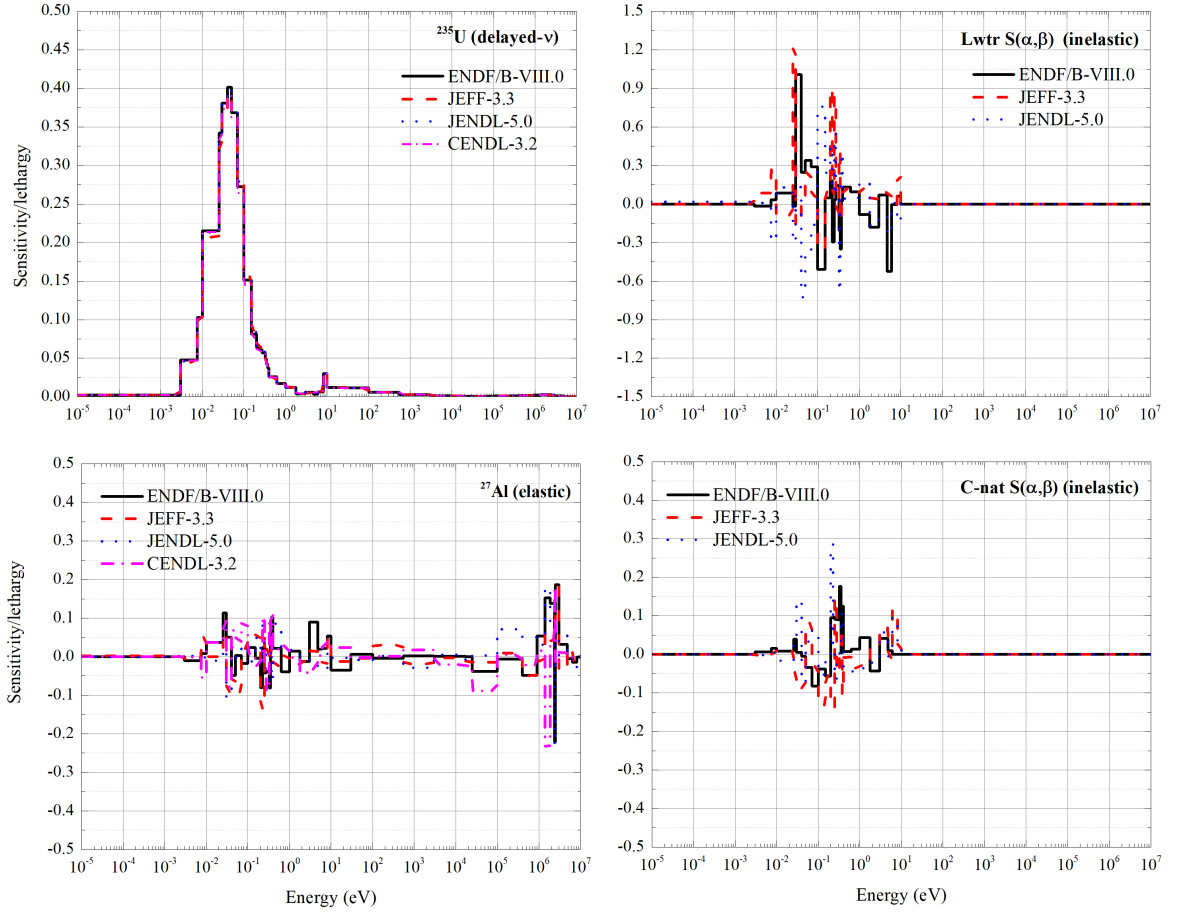


Figure 3.12: Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of U-235, Lwtr $S(\alpha, \beta)$, Al-27, and C-nat $S(\alpha, \beta)$

Figure 3.12 presents the energy dependent sensitivities of cross sections impacting the β_{eff} for four main reactions across different nuclear data libraries. The U-235 (delayed ν) reaction shows a significant positive sensitivity peak occurring between 10^{-2} and 10^{-1} eV, corresponding to the thermal energy region. The sensitivity decreases to nearly zero at higher neutron energies (above 1 MeV), indicating that fast fission contributes very little to delayed neutron production. Lwtr $S(\alpha, \beta)$ inelastic and C-nat $S(\alpha, \beta)$ inelastic scattering exhibit sensitivity fluctuations in the thermal region from 10^{-2} to 10^1 eV. Al-27 (elastic scattering) demonstrates low but fluctuating sensitivity across the neutron energy spectrum.

Figure 3.13 illustrates the energy dependent sensitivities of cross sections affecting the β_{eff} for four isotopes: Al-27 (total), Be $S(\alpha, \beta)$ (inelastic), Fe-56 (elastic), and U-235 (elastic). The reactions of Al-27 (total), Fe-56 (elastic), and U-235 (elastic) demonstrate variations in sensitivity across all energy ranges, while Be $S(\alpha, \beta)$ inelastic scattering is mainly significant in the thermal energy range.

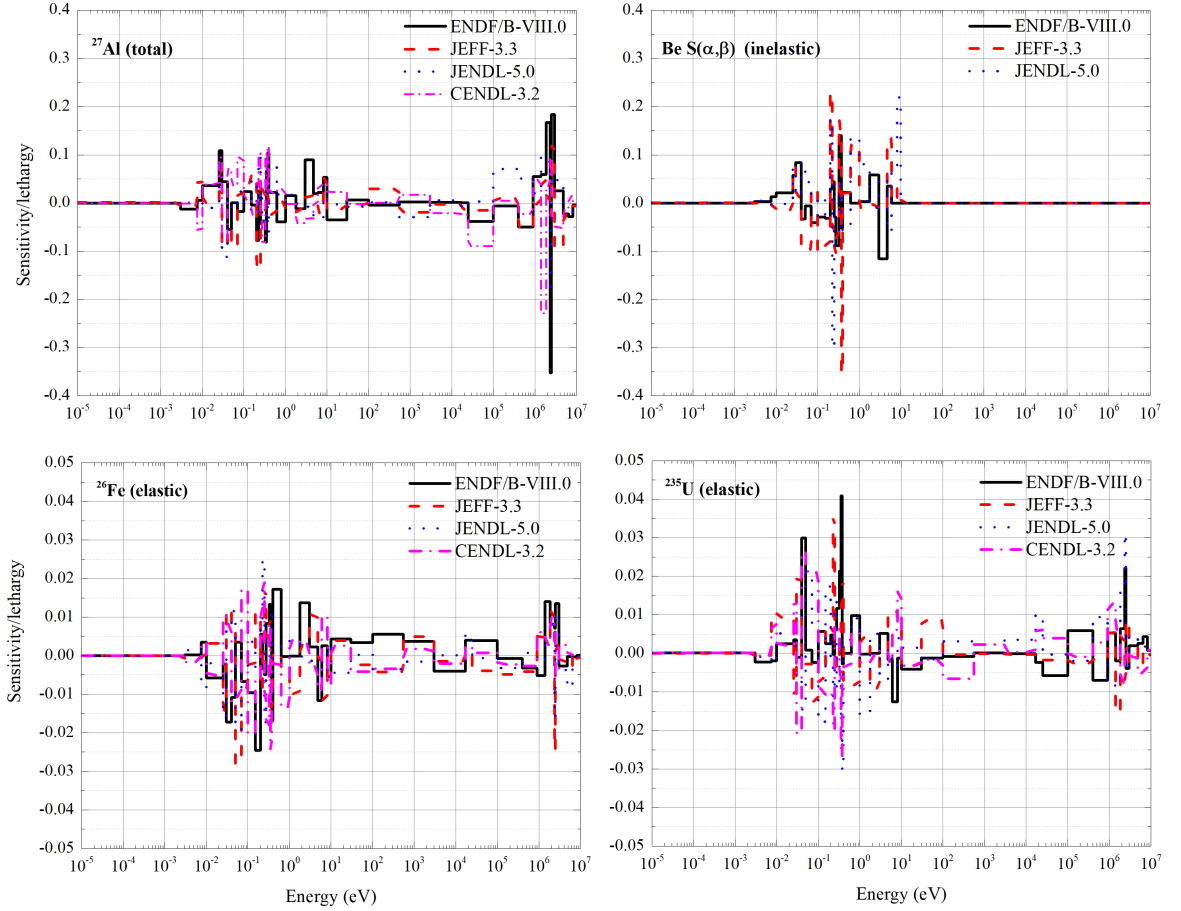


Figure 3.13: Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of Al-27, Be $S(\alpha, \beta)$, Fe-56, and U-235.

Figure 3.14 illustrates the energy dependent sensitivity cross sections impacting the β_{eff} for U-235, H-1, and O-16 regarding the reactions of prompt- ν , total and elastic, and total, respectively. The U-235 (prompt- ν) reaction shows significant negative sensitivity, particularly in the low energy range (less than 10 eV). A more significant negative sensitivity is observed between 10^{-2} eV and 10^{-1} eV. This indicates that an increase in prompt neutron

emission from U-235 affects a decrease in β_{eff} . The total and elastic H-1 reactions exhibit minor fluctuations in thermal and epithermal energies (less than 10^1 eV) and more pronounced variations in the fast neutron region ($10^3 - 10^7$ eV). The O-16 total reaction demonstrates relatively small yet noticeable fluctuations in sensitivity across all neutron energies.

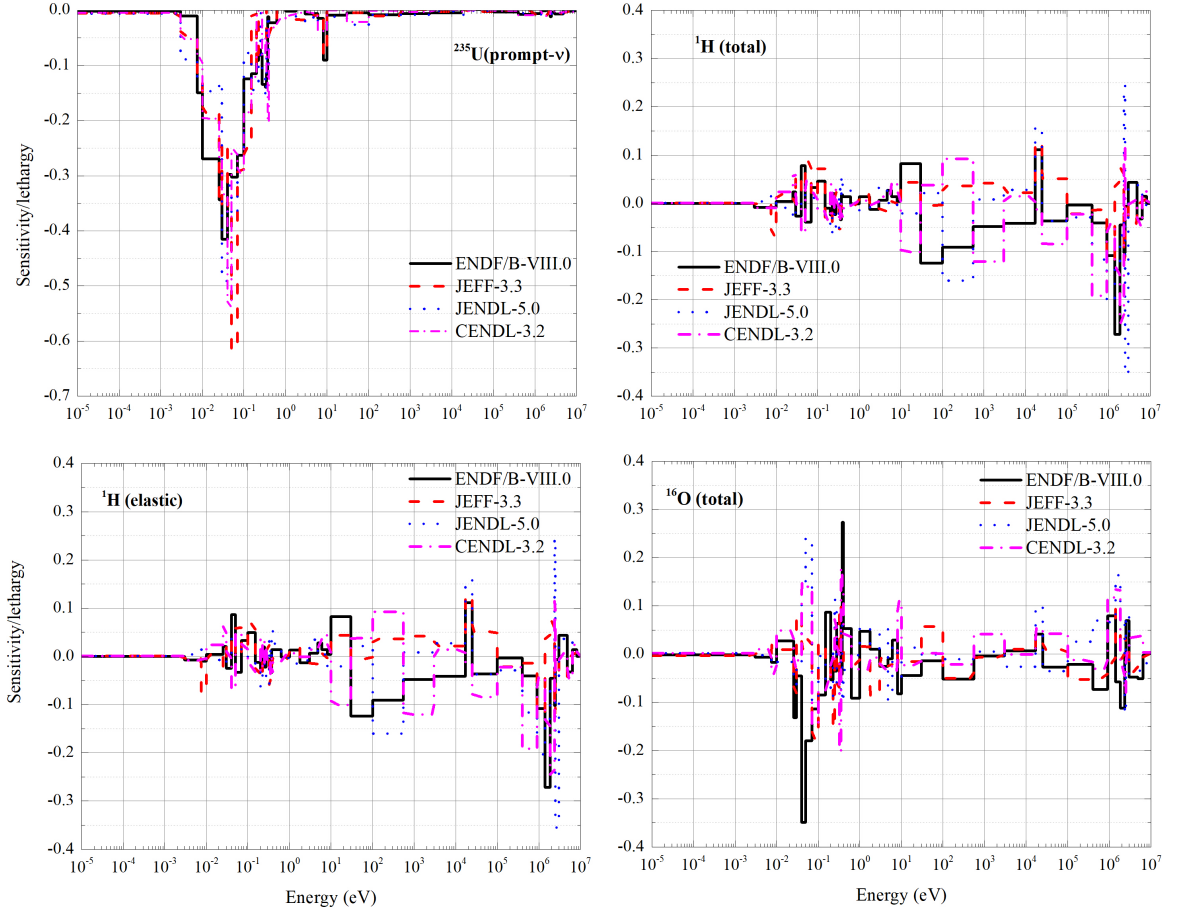


Figure 3.14: Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of U-235, H-1, and O-16.

Figure 3.15 illustrates the energy dependent sensitivities of cross sections impacting the β_{eff} for four distinct reactions: the elastic scattering of O-16, the elastic scattering of Be $S(\alpha, \beta)$, the total reaction of Be $S(\alpha, \beta)$, and the elastic scattering of Be-9. The O-16 elastic scattering demonstrates varying sensitivity across all neutron energy ranges. In the thermal and epithermal regions (below 10^{-2} eV), the sensitivity is nearly zero, indicating a minimal impact on β_{eff} . Be $S(\alpha, \beta)$ elastic scattering and the total reaction show sensitivity across the low energy range ($10^{-2} - 1.0$ eV). CENDL-3.2

lacks data on thermal scattering of Be $S(\alpha, \beta)$. The Be-9 elastic scattering exhibits energy dependent sensitivity to cross section effects on β_{eff} at high neutron energies ($10 - 10^7$ eV).

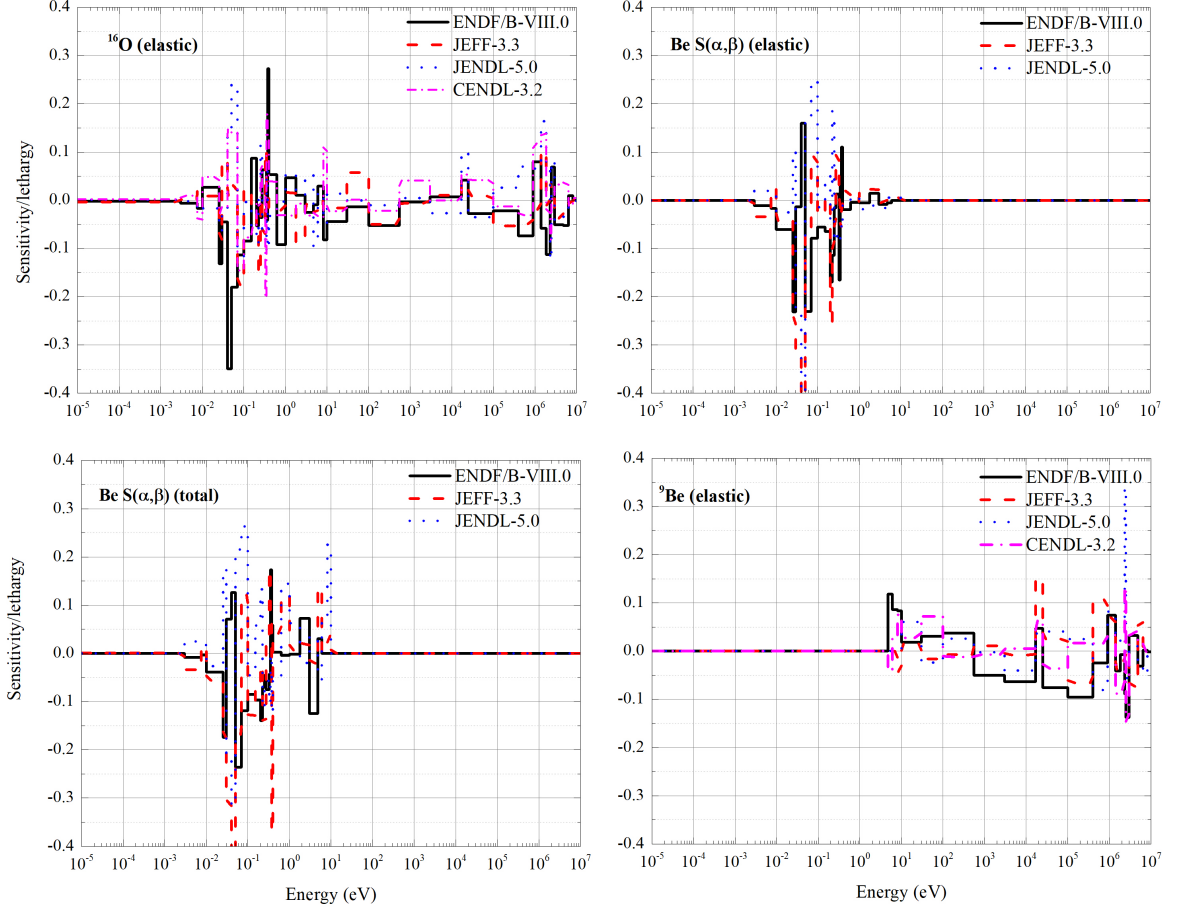


Figure 3.15: Energy dependent sensitivities of the β_{eff} of O-16, Be $S(\alpha, \beta)$, and Be-9.

3.2.3 Uncertainty analysis of the effectively delayed neutron fraction

Table 3.16 presents the relative uncertainties in β_{eff} caused by variations in different nuclear reaction cross sections. These relative uncertainties correspond to three nuclear data libraries: ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and JENDL-5, along with their relative ratios JF3/E8 and J5/E8, which evaluate JEFF-3.3 and JENDL-5 in comparison to ENDF/B-VIII.0. The total relative uncertainties obtained with the libraries are 1312.2, 1021.0, and 471.4 pcm, respectively. Compared to ENDF/B-VIII.0, the relative uncertainties

Table 3.16: The β_{eff} relative uncertainties for the reactions of the primary isotopes are listed in order of decreasing magnitude based on the ENDF/B-VIII.0 dataset.

Isotope	Reaction	ENDF/B-VIII.0 (pcm)	JEFF-3.3 (pcm)	JF3/E8	JENDL-5 (pcm)	J5/E8
Total	-	1312.2	1021.0	0.78	471.4	0.36
Al-27	elastic	811.2	617.7	0.8	-	-
Be-9	elastic	755.8	-	-	-	-
H-1	elastic	360.0	23.1	0.06	241.9	0.67
Al-27	inelastic	351.8	311.9	0.89	-	-
B-10	n, γ	344.7	530.9	1.54	209.2	0.61
Be-9	n,2n	194.3	-	-	-	-
O-16	elastic	124.8	450.4	3.61	48.7	0.39
O-16	n, γ	123.6	61.9	0.50	28.2	0.23
Be-9	n, γ	120.0	-	-	-	-
C-nat	elastic	109.0	48.3	0.44	-	-
U-238	elastic	93.5	135.6	1.45	242.0	2.59
O-16	inelastic	81.7	16.4	0.20	26.8	0.33
U-235	elastic	49.2	95.3	1.94	98.2	1.99
B-10	elastic	36.5	26.4	0.72	10.6	0.29
U-235	fission	34.0	114.7	3.37	41.6	1.22
Fe-56	inelastic	28.0	8.8	0.32	42.5	1.52
Be-9	n, α	27.7	-	-	-	-
U-238	inelastic	26.8	82.2	3.07	160.0	5.98
U-234	elastic	26.6	6.7	0.25	51.3	1.93
Fe-56	elastic	24.9	57.7	2.32	105.6	4.24
U-234	inelastic	19.8	17.4	0.88	10.8	0.55
U-235	inelastic	18.8	59.0	3.14	42.4	2.26
Al-27	n, γ	16.6	10.4	0.62	-	-
O-16	n, α	14.1	4.3	0.31	6.6	0.47
Fe-56	n, γ	11.2	6.9	0.62	30.7	2.74
H-1	n, γ	10.8	125.6	11.61	41.0	3.79
U-238	n, γ	8.7	10.2	1.17	12.0	1.38
B-10	n, α	7.0	1.2	0.18	2.6	0.37
C-nat	n, γ	6.7	3.4	0.51	-	-
U-238	fission	6.6	22.4	3.40	3.7	0.56
U-235	n, γ	5.6	11.5	2.06	9.4	1.67

obtained with JEFF-3.3 and JENDL-5 are smaller by approximately 22.2% and 64.1%, respectively. It is noted that the covariance data are not available in JEFF-3.3 and JENDL-5 for some isotopes, such as Al-27, Be-9, and C-12; thus, the relative uncertainties concerning the capture, (n,2n), (n, α), elastic, and inelastic scattering of Al-27, Be-9, and C-12 are not available. This reduces the relative uncertainties of JEFF-3.3 and JENDL-5 compared to ENDF/B-VIII.0, which are 1097.8 and 2393.1 pcm, respectively. Assuming that the relative uncertainties of the reactions involving missing isotopes

from the libraries JEFF-3.3 and JENDL-5 are obtained from the library ENDF/B-VIII.0, the total relative uncertainties for the libraries ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and JENDL-5 are 1312.2, 1291.0, and 1280.8 pcm, respectively. These results indicate that JENDL-5 has the least relative uncertainty.

Figures B.4–B.7 in Appendix section B illustrate the data covariances for the reactions of Al-27 (n, elastic), H-1 (n, elastic), B-10 (n, capture), and O-16 (n, elastic). Figure B.4(a) of Appendix section B provides an example of the data covariances for the Al-27 (n, elastic) reactions from ENDF/B-VIII.0. The left plot displays the percent standard deviation in the Al-27 (n, elastic) cross section. The top plot presents the cross section for the Al-27 (n, elastic) reactions. The center plot depicts the correlations between the Al-27 (n, elastic) cross section at one energy and its values at other energies. Figure B.4 in Appendix section B illustrates the cross section for the Al-27 (n, elastic) reaction, indicating that ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 remain consistent across all energy ranges; however, the percentage standard deviation of this reaction differs, with a maximum difference of approximately 15% for ENDF/B-VIII.0 and about 9% for JEFF-3.3 at 10^4 eV. The covariance data for this reaction are not available in JENDL-5.

The reactions that primarily contribute to the relative uncertainties of the β_{eff} are the elastic reactions of Al-27, Be-9, and H-1, with corresponding relative uncertainty values of 811.2, 755.8, and 360.0 pcm, respectively, as determined by ENDF/B-VIII.0. The significant relative uncertainty contribution from Al-27 elastic scattering is 811.2 pcm in ENDF/B-VIII.0 and 617.7 pcm in JEFF-3.3, while it is not available in JENDL-5. Figure B.4 in Appendix compares the covariance data plots for the Al-27 (n, elastic) reaction from ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3. The correlation matrix illustrates both thermal and fast regions, revealing significant positive correlations within the thermal and resonance energy ranges. The relative uncertainty associated with Al-27 elastic cross sections is greater when using ENDF/B-VIII.0 covariances compared to JEFF-3.3 (15% versus 9% above 10^4 eV). Similarly, Be-9 elastic scattering contributes 755.8 pcm in ENDF/B-VIII.0, but it is not available from other libraries. Significant discrepancies are also observed

in H-1 elastic scattering, where the relative uncertainty varies from 360.0 pcm (ENDF/B-VIII.0) to 23.1 pcm (JEFF-3.3) and 241.9 pcm (JENDL-5). Figure B.5 in Appendix illustrates the relative uncertainty related to the H-1 elastic cross sections, showing that it is lower when utilizing JEFF-3.3 covariances compared to ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5 (0.4% versus 0.85% in the region below 10^4 eV).

In JEFF-3.3, the relative uncertainty associated with H-1 elastic scattering is significantly lower (23.1 pcm) when compared to the values for ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5. In contrast, the corresponding value for B-10 (capture) is significantly higher at 530.9 pcm. Fission and inelastic scattering reactions, especially those involving U-235 and U-238, contribute to the overall relative uncertainty, though to a lesser extent. Other isotopes contributing to the relative uncertainty for β_{eff} include elastic and inelastic scattering, along with capture reactions involving B-10, O-16, C-nat, Fe-56, ... Figure B.6 in Appendix shows the uncertainty related to the B-10 capture cross sections by comparing the covariances from all regions of ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and JENDL-5, which are similar to about 40%. Figure B.7 in Appendix compares the covariance data plots for the O-16 (n, elastic) reaction from ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and JENDL-5. The relative uncertainty associated with the O-16 elastic cross sections is higher when using JEFF-3.3 covariances compared to ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5 (2% versus 0.2-0.5% in the region below 10^5 eV). The differences in covariance matrices are the main reason for the variation in relative uncertainty values.

It is clear that both the elastic, inelastic, and capture properties of A-27, Be-9, H-1, B-10, and O-16 significantly affect the relative uncertainty of β_{eff} the DNRR core, as these nuclides are essential components of the reactor core.

3.3 Conclusions

The criticality and sensitivity analyses of the DNRR core demonstrated high consistency among all evaluated nuclear data libraries, confirming the robustness of the computational approach. Nevertheless, systematic deviations were identified: JENDL-5 yielded the highest k_{eff} , CENDL-3.2 the

lowest, while ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 showed nearly identical results lying in between. These differences arising from variations in evaluated neutron reaction data rather than modeling uncertainties constitute a key finding of this dissertation. They clearly demonstrate that the choice of nuclear data library significantly influences reactor criticality predictions, underscoring the essential role of accurate and consistent nuclear data in ensuring the reliability of analyses for research reactors such as the DNR. R.

The relative uncertainty analysis revealed that the main contributors to the total relative uncertainty of the k_{eff} are the capture and elastic scattering of H-1 and the fission of U-235, with a significant additional contribution from Al-27. Other important nuclides include Be-9, C-nat, and U-238. The total relative uncertainties from ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 are 415.7, 588.0, 363.0 pcm, respectively. These results indicate that differences among nuclear data libraries mainly arise from variations in evaluated cross sections, especially for H-1, U-235, and Al-27. These results provide a quantitative assessment of the uncertainties associated with different evaluated nuclear data libraries and their propagation to the calculated k_{eff} . The obtained uncertainty estimates constitute a useful basis for assessing the reliability of reactor physics calculations and for supporting safety analyses of the DNR. R. using these nuclear data libraries.

In evaluating the kinetic parameters using the adjoint weighted method, the calculated β_{eff} values ranged from 735 to 753 pcm, with variations of less than 4% among the evaluated libraries, while the differences between computational methods remained below 1.2%. For the ENDF/B-VIII.0 library, the kinetic parameters were determined as β_{eff} of 732 pcm, Λ of 86.75 μs , and l_p of 86.75 μs . Comparisons with other methods implemented in Serpent 2 show good agreement.

The kinetic parameters were analyzed along with their sensitivity to operating conditions using ENDF/B-VIII.0. The β_{eff} exhibits a marked reduction, decreasing from 750 pcm at the BOC to 704 pcm at the EOC. In contrast, both the Λ and l_p increase as burnup proceeds, rising from 73.39 μs

to 80.04 μs and from 68.14 μs to 77.99 μs , respectively. Control rod withdrawal produces a general reduction in the kinetic parameters, with decreases of approximately 2.6% for β_{eff} , 11% for Λ , and 19.8% for l_p when comparing the all rods in to all rods out configurations. An increase in fuel temperature results in a slight reduction of β_{eff} , while Λ and l_p remain essentially unaffected. With the JENDL-5 library, it's in the same direction. These results indicate that the kinetic parameters of the DNRR are heavily influenced by fuel burnup and control rod position, while they are only slightly affected by fuel temperature.

The sensitivity analysis of kinetic parameters identified that the delayed neutron yield of U-235 exerts the strongest positive influence on the β_{eff} , while the prompt neutron yield has the largest negative effect. However, notable discrepancies were observed among the evaluated nuclear data libraries, mainly due to differences in the treatment of delayed neutron data. The results demonstrate that neglecting the direct contribution of delayed neutrons (represented by k_p in Equation 2.4.5) leads to significant deviations in β_{eff} sensitivity. This constitutes an important finding of the dissertation, underscoring the need for improved and more consistent evaluation of delayed neutron parameters across nuclear data libraries.

The relative uncertainty analysis of the β_{eff} revealed total relative uncertainties of 1312.2, 1021.0, and 471.4 pcm for ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, and JENDL-5, respectively. The dominant contributors to these relative uncertainties are the elastic scattering reactions of Al-27, Be-9, and H-1, with Al-27 alone accounting for about 38–40% of the total. Additional contributions above 100 pcm arise from B-10, O-16, and C-nat, from which the covariance data were identified as the primary source of relative uncertainty. These results constitute an important finding of the dissertation, confirming that relative uncertainties in elastic scattering cross sections, particularly for Al-27, Be-9, and H-1 govern the overall accuracy of β_{eff} evaluation.

CONCLUSIONS, NEW CONTRIBUTIONS AND FUTURE WORKS

1. General conclusions

- (1) Criticality and S/U analyses were conducted for the DNRR core with 92 LEU fuel bundles using MCNP6.3 and latest nuclear data libraries. The largest difference in the k_{eff} prediction is -354 pcm compared to the experiments, indicating good agreement between the calculations and the experimental results. JENDL-5 tends to predict the highest values of k_{eff} , while CENDL-3.2 tends to predict the lowest. Among the libraries, the difference in the k_{eff} predictions is less than 172 pcm. The k_{eff} values obtained with JENDL-5 generally exceed those from ENDF/B-VIII.0, with the largest difference being 160 pcm. Meanwhile, the k_{eff} values obtained with CENDL-3.2 are lower than those from ENDF/B-VIII.0. The uncertainties in k_{eff} are primarily linked to the capture and elastic scattering reactions of H-1 and the fission reaction of U-235. Al-27, Be-9, C-nat, and U-238 also significantly contribute to the uncertainty of the k_{eff} . The total uncertainties obtained with ENDF/B-VIII.0, JENDL-5, and JEFF-3.3 are 415.7, 363.0, and 588.0 pcm, respectively. These findings emphasize the importance of improving cross section evaluations for key nuclides, especially H-1 and U-235. Among the evaluated libraries, ENDF/B-VIII.0 and JENDL-5 offer comparatively smaller uncertainties and are recommended for future core physics and safety analyses of the DNRR.
- (2) A comprehensive assessment of the kinetic parameters and their associated β_{eff} relative uncertainties was carried out. The calculated β_{eff} values show good consistency across the evaluated libraries, ranging from 735 to 753 pcm. Differences between the adjoint weighted and prompt methods are below 1.2%, while the variation between libraries is limited to around 4.0%. For the reference ENDF/B-VIII.0 library, the β_{eff} , Λ , and l_p were

determined as 735 pcm, 80.96 μs , and 80.90 μs , respectively. The uncertainty analysis shows that the total relative uncertainty of β_{eff} is mainly influenced by elastic scattering reactions, with Al-27 being the largest contributor. Other significant contributors include B-10, O-16, and C-nat. The differences in β_{eff} relative uncertainties across the evaluated libraries are primarily due to variations in energy dependent sensitivity coefficients and covariance data.

- (3) The sensitivity of kinetic parameters to the DNRR operating parameters was analyzed. The β_{eff} decreases from 750 pcm at the BOC to 704 pcm at the EOC. The values of Λ and l_p increase with burnup (from 73.39 μs to 80.04 μs for Λ , and from 68.14 μs to 77.99 μs for l_p). The withdrawal of the control rods leads to a decrease in the kinetic parameters. The decrease of β_{eff} , Λ and l_p corresponding to all rods in and all rods out are about 2.6%, 11% and 19.8%, respectively. The increase of fuel temperature leads to a slight decrease of the β_{eff} , whereas the l_p and Λ remain unchanged.

Overall, this dissertation has successfully evaluated the criticality and kinetic parameters of the DNRR core configuration containing 92 LEU fuel bundles, while quantitatively assessing the propagation of nuclear data uncertainties to these parameters. Through S/U analyses, the dissertation identified the nuclear reactions and covariance data that contribute most significantly to the uncertainties in k_{eff} and β_{eff} , thereby clarifying the impact of different evaluated nuclear data libraries on the calculated results. These results provide an important quantitative basis for assessing the reliability of reactor physics simulations, supporting nuclear data uncertainty propagation studies, safety analyses based on the BEPU method for the DNRR.

2. New contributions

- (1) This dissertation presents a comprehensive evaluation of the effects of nuclear data on criticality and reactor kinetic parameters for the DNRR LEU-fueled core. Thereby establishing a quantitative framework for

propagating nuclear data uncertainties to key reactor parameters, including the k_{eff} and β_{eff} . The results provide a scientific basis for uncertainty quantification and support reactor safety analyses for DNRR, for example, using the BEPU method.

- (2) The effects of nuclear data libraries on criticality calculations were quantified by analyzing 30 experimental critical configurations. A systematic trend was observed, with JENDL-5 yielding the highest k_{eff} values and CENDL-3.2 the lowest, while the maximum inter library difference remained below 172 pcm.
- (3) Through the sensitivity analysis, the nuclear reactions that most significantly affect the k_{eff} were identified. Reactions that increase the k_{eff} include the total and fission reactions of U-235, and the elastic scattering reactions of H-1, C-nat, O-16, Al-27, Be-9. Conversely, reactions that tend to decrease the k_{eff} are mainly the neutron capture reactions of H-1, U-235, Al-27, U-238, and others. These results emphasize the importance of carefully considering these reactions in future studies to improve the accuracy and efficiency of reactor neutronic analyses.
- (4) Through uncertainty analysis, the main sources of uncertainty in k_{eff} are observed as the capture and elastic scattering of H-1, and the capture and fission of U-235. Additional significant contributions come from Al-27, Be-9, C-nat, and U-238. The study provides a quantitative assessment of nuclear data induced uncertainties in criticality calculations and clarifies the contributions of different reaction channels and covariance data to the total uncertainty quantification of DNRR criticality calculation results.
- (5) Reactor kinetic parameters of the DNRR, including the β_{eff} , Λ , and l_p , were systematically evaluated under realistic operating conditions. The effects of fuel burnup, fuel temperature, and control rod positions on reactor kinetic parameters were quantified, providing a quantitative basis for reactor kinetics simulations and for uncertainty informed safety analyses under representative DNRR operating conditions.

- (6) This dissertation reveals that the delayed neutron yield reaction (delayed ν) of U-235 has the most significant positive impact on the β_{eff} , whereas the prompt neutron yield reaction (prompt ν) of U-235 contributes the most to its decrease. The study identified the dominant nuclear data components affecting β_{eff} and elucidated the underlying causes of the differences observed among evaluated nuclear data libraries in DNRR kinetics calculations.
- (7) The study provides the first quantitative assessment of nuclear data induced uncertainties in kinetic parameter calculations for the DNRR LEU core and contributes to uncertainty quantification of calculation results for DNRR reactor safety analyses. The dominant contributors to the relative uncertainty of the β_{eff} were identified as the elastic scattering reactions of Al-27, Be-9, and H-1. Additional notable contributors include B-10, O-16, and C-nat. The covariance matrices are recognized as the primary sources of these relative uncertainties. Therefore, the cross section evaluations, particularly for Al-27, Be-9, and B-10, are essential.

3. Future works

- (1) The S/U analysis will be expanded to include kinetic parameters such as Λ and l_p , as well as burnup scenarios, using the newly released libraries such as ENDF/B-VIII.1 and various software, including Serpent, under various operating and fuel cycle conditions.
- (2) The methods developed for criticality and sensitivity/uncertainty (S/U) analysis will be applied to the Center for Nuclear Energy Science and Technology (CNEST) to enhance its design, operation, and safety evaluation.
- (3) In the long term, the methodologies of criticality and nuclear data sensitivity/uncertainty (S/U) analysis developed for research reactors will be extended to small modular reactors (SMRs) and large scale power reactors.

Publications used in this dissertation

1. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Ton-Nghiem Huynh, Quang-Huy Pham, Kien-Cuong Nguyen, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T.T. Phan, Huu-Tiep Nguyen, Thanh-Mai Vu, and Hoai-Nam Tran, "Criticality and sensitivity/uncertainty analysis of the DNRN with LEU fuel using MCNP6.3 and the latest data libraries", *Nuclear Engineering and Design* **442**, (2025), 114182. [SCIE, Q1]
2. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Kien-Cuong Nguyen, Quang-Huy Pham, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T. T. Phan, and Hoai-Nam Tran, "Kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel using MCNP6 and JENDL-5 library", *Nuclear Technology and Radiation Protection* **40**, (2025), 1-9. [SCIE, Q3]
3. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Huu-Tiep Nguyen, Thoi-Nam Chu, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel", *Journal of Physics: Conference Series* **3040**, (2025), 012020. [SCOPUS]

Other publications related to this dissertation

1. Thoi-Nam Chu, Giang T.T. Phan, Le Quang Linh Tran, Thi Hong Bui, Quang Binh Do, **Duc-Tu Dau**, Kien-Cuong Nguyen, Nhi-Dien Nguyen, Huu-Tiep Nguyen, Van-Khanh Hoang, Thanh Mai Vu, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity and uncertainty analysis of the first core of the DNRR using MCNP6 and new nuclear data libraries" *Nuclear Engineering and Design* 419, (2024), 112986.
2. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel", *The 24th IEEE Real Time Conference - ICISE*, (2024), Quy Nhon, Vietnam.
3. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Sensitivity analysis of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor", *PIAS Workshop*, (2024), Phenikaa Univesity.
4. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor using Monte Carlo method", *The 16th Vietnam Conference on Nuclear Science and Technology (VINANST-16)*, (2025), Da Nang, Vietnam.
5. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Thoi-Nam Chu and Hoai-Nam Tran, "Neutronic analysis of the NuScale-like Small Modular Reactor (SMR)", *Phenikaa International Physics Conference*, (2025), Phenikaa University.
6. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Thoi-Nam Chu and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters of the Dalat Nuclear Research Reactor with fuel burnup using a Continuous-Energy Monte Carlo method", *Phenikaa International Physics Conference*, (2025), Phenikaa University.
7. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Peng Hong Liem, Hoai-Nam Tran, "Analysis of kinetic parameters for the DNRR LEU-fueled core using Serpent 2 and the ENDF/B-VIII.0 library", *Journal of Physics: Conference Series*, (2026), Accepted for publication.

8. **Duc-Tu Dau**, Nhi-Dien Nguyen, Giang T.T. Phan, Huu-Tiep Nguyen, Peng Hong Liem, and Hoai-Nam Tran, "Evaluation of kinetic parameters and nuclear data-induced uncertainty analysis of β_{eff} for the DNRR research reactor using Monte Carlo method", *Nuclear Engineering and Design*, (2026), Submitted.

References

- [1] Kulesza J. A., Adams T. R., Armstrong J. C., Bolding S. R., Brown F. B., Bull J. S., Burke T. P., Clark A. R., Forster R. A., Giron J. F., Grieve T. S., Josey C. J., Martz R. L., McKinney G. W., Pearson E., Rising M. E., Solomon C. J., Swaminarayan S., Trahan T. J., Wilson S. C., Zukaitis A. J., *"MCNP[®] Code Version 6.3.0 Theory and User Manual"*, Tech. Rep. LA-UR-22-30006, Rev. 1, Los Alamos National Laboratory, Los Alamos, NM, USA (2022).
- [2] Nagaya Y., Okumura K., Sahurai T., Mori T., *"MVP/GMVP Version 3"*, Tech. rep., Japan Atomic Energy Agency (2016).
- [3] Leppnen J., *"Serpent a Continuous-energy Monte Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code"*, Tech. rep., VTT Technical Research Centre of Finland 4.455 (2013) 2023-09.
- [4] D'Auria F., Glaeser H., Lee S., Misak J., Modro M., Schultz R., *"Best estimate safety analysis for nuclear power plants: Uncertainty Evaluation"*, Tech. rep., STI/PUB/1306.IAEA (2008).
- [5] Bretscher M. M., *"Evaluation of reactor kinetic parameters without the need for perturbation codes"*, Tech. rep., Argonne National Laboratory, IL (United States) (1998).
- [6] Romero-Barrientos J., Damián J. M., Molina F., Zambra M., Aguilera P., López-Usquiano F., Parra B., Ruiz A., *"Calculation of kinetic parameters β_{eff} and Λ with modified open source Monte Carlo code OpenMC(TD)"*, Nuclear Engineering and Technology 54 (3) (2022) 811–816.
- [7] Hanson L. A., Ludewig H., Diamond D. J., *"Calculation of the Prompt Neutron Lifetime in the NBSR"*, Nuclear Science and Engineering 153 (1) (2006) 26–32.
- [8] Meulekamp R. K., Van S. C. D. M., *"Calculating the effective delayed neutron fraction with Monte Carlo"*, Nuclear science and engineering 152 (2) (2006) 142–148.

- [9] Hosseini S., Vosoughi N., Ghofrani M., Gharib M., *"Calculation, measurement and sensitivity analysis of kinetic parameters of Tehran Research Reactor"*, Annals of Nuclear Energy 37 (4) (2010) 463–470.
- [10] Pinem S., Liem P. H., Luthfi W., Surbakti T., Hartanto D., *"Evaluation of Kinetic Parameters RSG-GAS Reactor Equilibrium Silicide Core Using Continuous-Energy Monte Carlo Serpent 2 Code"*, Nuclear Science and Engineering 198 (10) (2024) 1935–1949.
- [11] Kodeli I.-A., *"Sensitivity and uncertainty in the effective delayed neutron fraction β_{eff} "*, Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment 715 (2013) 70–78.
- [12] Mweetwa B., Amoako E. A., Akaho E., Odoi C., *"Prediction of Neutronic and Kinetic Parameters of Ghana Research Reactor 1 (GHARR-1) after 19 Years of Operation Using Monte Carlo-N Particle (MCNP) Code"*, World Journal of Nuclear Science and Technology 8 (2018) 160–175.
- [13] Makhloul M., Boukhal H., Chakir E., Bardouni T. E., Lahdour M., Kaddour M., Ahmed A., Arectout A., Yaakoubi H. E., *"Sensitivity and uncertainty quantification of neutronic integral data in the TRIGA Mark II research reactor"*, Nuclear Engineering and Technology 54 (2) (2022) 523–531.
- [14] Liem P. H., Zuhair , Hartanto D., *"Sensitivity and uncertainty analysis on the first core criticality of the RSG GAS multipurpose research reactor"*, Progress in Nuclear Energy 114 (2019) 46–60.
- [15] Ghione A., Noel B., Vinai P., Demazire C., *"Uncertainty and sensitivity analysis for the simulation of a station blackout scenario in the Jules Horowitz Reactor"*, Annals of Nuclear Energy 104 (2017) 28–41.
- [16] Kodeli I. A., *"Beta-effective sensitivity and uncertainty analysis of MYRRHA reactor for possible use in nuclear data validation and improvement"*, Annals of Nuclear Energy 113 (2018) 425–435.

- [17] Ahmed A., Boukhal H., Bardouni T. E., Makhoul M., Chakir E., Ouahdani S. E., *"Sensitivity and uncertainty analysis on keff due to nuclear data in the KRITZ-2:19 - Comparison between JENDL-4.0 and ENDF/B-VII.1"*, Annals of Nuclear Energy 129 (2019) 308–315.
- [18] Hartanto D., Liem P. H., *"Sensitivity and uncertainty analyses of a high temperature gas-cooled reactor by using a 44-group covariance library"*, Annals of Nuclear Energy 151 (2021) 107943.
- [19] Ziani H., Bardouni T. E., Lahdour M., Barbari M. E., Yaakoubi H. E., Boulaich Y., *"Eigenvalue sensitivity and nuclear data uncertainty analysis for the Moroccan TRIGA Mark II research reactor using SCALE6.2 and MCNP6.2"*, Nuclear Engineering and Design 378 (2021) 111160.
- [20] Phan T. T. G., Tran H. N., Nguyen K. C., Tran V. P., Hoang V. K., Pham N. V. H., Hoang A. T. K., *"Comparative analysis of the Dalat nuclear research reactor with HEU fuel using SRAC and MCNP5"*, Science and Technology of Nuclear Installations 2017 (1) (2017) 2615409.
- [21] Phan T. T. G., Do Q. B., Ngo Q. H., Tran T. A., Tran H. N., *"Application of differential evolution algorithm for fuel loading optimization of the DNRN research reactor"*, Nuclear Engineering and Design 362 (2020) 110582.
- [22] Do Q. B., Phan T. T. G., Nguyen K. C., Ngo Q. H., Tran H. N., *"Criticality and rod worth analysis of the DNRN research reactor using the SRAC and MCNP5 codes"*, Nuclear Engineering and Design 343 (2019) 197–209.
- [23] Chu T. N., Phan T. T. G., Tran L. Q. L., Bui T. H., Do Q. B., Dau D. T., Nguyen K. C., Nguyen N. D., Nguyen H. T., Hoang V. K., Vu T. M., Tran H. N., *"Sensitivity and uncertainty analysis of the first core of the DNRN using MCNP6 and new nuclear data libraries"*, Nuclear Engineering and Design 419 (2024) 112986.
- [24] Tran V. P., Nguyen K. C., Hartanto D., Tran H. N., Tran V. T., Hoang V. K., Pham N. V. H., *"Development of a PARCS/Serpent model for*

neutronics analysis of the Dalat nuclear research reactor", Nuclear Science and Techniques 32 (2) (2021) 15.

- [25] Brown D., Chadwick M., Capote R., Kahler A., Trkov A., Herman M., Sonzogni A., *"ENDF/B-VIII. 0: the 8th major release of the nuclear reaction data library with CIELO-project cross sections, new standards and thermal scattering data"*, Nuclear Data Sheets 148 (2018) 1–142.
- [26] Plompen A. J. M., Cabellos O., Jean C. D. S., Fleming M., Algora A., Angelone M., Archier P., *"The joint evaluated fission and fusion nuclear data library, JEFF-3.3"*, The European Physical Journal A 56 (7) (2020) 181.
- [27] Osamu I., Nobuyuki I., Satoshi K., Futoshi M., Shinsuke N., *"Japanese evaluated nuclear data library version 5: JENDL-5"*, Journal of Nuclear Science and Technology 60 (1) (2023) 1–60.
- [28] Ge Z., Xu R., Wu H., Zhang Y., Chen G., Jin Y., Shu N., Chen Y., Tao X., Tian Y., *"CENDL-3.2: The new version of Chinese general purpose evaluated nuclear data library"*, in: EPJ Web of Conferences, Vol. 239, EDP Sciences, 2020, p. 09001.
- [29] Kolos K., Sobes V., Vogt R., Romano C. E., Smith M. S., Bernstein L. A., Brown D. A., Burkey M. T., Danon Y., Elsayi M. A., *"Current nuclear data needs for applications"*, Physical Review Research 4 (2) (2022) 021001.
- [30] International Nuclear Data Evaluation Network , *"Nuclear Data Services"* (01.10.2024).
URL <https://www-nds.iaea.org/INDEN/>
- [31] International Network of Nuclear Reaction Data Centers , *"Nuclear Data Services"* (01.10.2024).
URL <https://www-nds.iaea.org/nrdc/>
- [32] US NNDC , *"National nuclear data center"* (01.10.2024).
URL <https://www.nndc.bnl.gov/>

- [33] International Atomic Energy Agency , *"Nuclear Data Services"* (01.10.2024).
URL <https://www-nds.iaea.org/>
- [34] Cross Section Evaluation Working Group , *"National nuclear data center"* (01.10.2024).
URL <https://www.nndc.bnl.gov/csewg/>
- [35] Nuclear Energy Agency (NEA) , *"Working Party on International Nuclear Data Evaluation Cooperation (WPEC)"* (01.10.2024).
URL https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_23072/workingparty-on-international-nuclear-data-evaluation-co-operationwpec.
- [36] Osamu I., Nobuyuki I., Keiichi S., Akira I., Satoshi K., Futoshi M., Shinsuke N., *"Status of JENDL"*, in: EPJ Web of Conferences, Vol. 239, EDP Sciences, 2020, p. 09002.
- [37] Koning A., Forrest R., Kellett M., Mills R., Henriksson H., Rugama Y., Bersillon O., Bouland O., Courcelle A., Duijvestijn M., *"The JEFF-3.1 nuclear data library-JEFF report 21"*, Tech. rep., Organisation for Economic Co-Operation and Development, Nuclear Energy (2006).
- [38] TALYS-based evaluated nuclear data library , *"TENDL"* (01.10.2024).
URL https://tendl.web.psi.ch/tendl_2023/tendl2023.html
- [39] Russian Evaluated Nuclear Data Librar , *"BROND"* (01.10.2024).
URL <https://www.oecd-nea.org/BROND31>.
- [40] IAEA , *"NDS Coordinated Research Projects"* (01.10.2024).
URL <https://www.iaea.org/projects/coordinated-researchprojects?type=3720&status=5017&topics=3070>
- [41] US Nuclear Data Program , *"US NNDC"* (01.10.2024).
URL <https://www.nndc.bnl.gov/usndp/>
- [42] International Network of Nuclear Structure and Decay Data Evaluators , *"Nuclear Data Services"* (01.10.2024).
URL <https://www-nds.iaea.org/nsdd/>

- [43] Rochman D., Leray O., Hursin M., Ferroukhi H., Vasiliev A., Aures A., Bostelmann F., Zwermann W., Cabellos O., Díez C., *"Nuclear data uncertainties for typical LWR fuel assemblies and a simple reactor core"*, Nuclear Data Sheets 139 (2017) 1–76.
- [44] Kiedrowski B. C., Brown F. B., *"Adjoint-based k -eigenvalue sensitivity coefficients to nuclear data using continuous-energy Monte Carlo"*, Nuclear science and Engineering 174 (3) (2013) 227–244.
- [45] Broadhead B. L., Rearden B. T., Hopper C. M., Wagschal J. J., Parks C. V., *"Sensitivity- and Uncertainty-Based Criticality Safety Validation Techniques"*, Nuclear Science and Engineering 146 (3) (2004) 340–366.
- [46] Romojaro P., Velarde Álvarez F., Kodeli I., Stankovski A., Díez C., Cabellos O., García-Herranz N., Heyse J., Schillebeeckx P., Van den Eynde G., Žerovnik G., *"Nuclear data sensitivity and uncertainty analysis of effective neutron multiplication factor in various MYRRHA core configurations"*, Annals of Nuclear Energy 101 (2017) 330–338.
- [47] Chiba G., Tsuji M., Narabayashi T., *"Sensitivity and uncertainty analysis for reactor stable period induced by positive reactivity using one-point adjoint kinetics equation"*, Journal of Nuclear Science and Technology 50 (12) (2013) 1150–1160.
- [48] Chiba G., Kawamoto Y., Tsuji M., Narabayashi T., *"Estimation of neutronics parameter sensitivity to nuclear data in random sampling-based uncertainty quantification calculations"*, Annals of Nuclear Energy 75 (2015) 395–403.
- [49] Favorite J. A., Perkó Z., Kiedrowski B. C., Perfetti C. M., *"Adjoint-based sensitivity and uncertainty analysis for density and composition: A user's guide"*, Nuclear Science and Engineering 185 (3) (2017) 384–405.

- [50] Aufiero M., Bidaud A., Hursin M., Leppänen J., Palmiotti G., Pelloni S., Rubiolo P., *"A collision history-based approach to sensitivity/perturbation calculations in the continuous energy Monte Carlo code SERPENT"*, Annals of Nuclear Energy 85 (2015) 245–258.
- [51] Panizo S., Alfonso C., Jiménez-Carrascosa A., García-Herranz N., Bécares V., Romojaro P., Velarde Álvarez F., Cabellos O., Cuesta-Matesanz A., Fiorito L., Stankovskiy A., Eynde den G. V., *"Sensitivity and uncertainty analyses for advanced nuclear systems (ALFRED, ASTRID, ESFR and MYRRHA)"*, Progress in Nuclear Energy 172 (2024) 105207.
- [52] Cacuci D. G., Ionescu B. M., Navon I. M., *"Sensitivity and uncertainty analysis, volume II: applications to large-scale systems"*, CRC press, (2005).
- [53] Perez L. D. C., Lorenzi S., Cammi A., *"Sensitivity and uncertainty analysis of Triga mark II reactor using first order perturbation theory"*, The 28th international conference nuclear energy for new Europe.
- [54] Usachev L., *"Perturbation theory for the breeding ratio and for other number ratios pertaining to various reactor processes"*, Journal of Nuclear Energy. Parts A/B. Reactor Science and Technology 18 (10) (1964) 571–583.
- [55] Gandini A., *"A generalized perturbation method for bi-linear functionals of the real and adjoint neutron fluxes"*, Journal of Nuclear Energy 21 (10) (1967) 755–765.
- [56] Rochman D., Koning A., van der Marck S., Hogenbirk A., Sciolla C., *"Nuclear data uncertainty propagation: Perturbation vs. Monte Carlo"*, Annals of Nuclear Energy 38 (5) (2011) 942–952.
- [57] Rochman D., Vasiliev A., Ferroukhi H., Zhu T., van der Marck S., Koning A., *"Nuclear data uncertainty for criticality-safety: Monte Carlo vs. linear perturbation"*, Annals of Nuclear Energy 92 (2016) 150–160.

- [58] Han T. Y., Lee H. C., Noh J. M., *"Development of a sensitivity and uncertainty analysis code for high temperature gas-cooled reactor physics based on the generalized perturbation theory"*, Annals of Nuclear Energy 85 (2015) 501–511.
- [59] Ao Q., *"Uncertainty analysis in Monte Carlo criticality computations"*, Nuclear Engineering and Design 241 (12) (2011) 4697–4703.
- [60] International Atomic Energy Agency , *"History, development and future of TRIGA research reactors"*, Technical reports series, ISSN 0074–1914, 482 (2016).
- [61] Pham D. H., Ngo Q. H., Vu H. L., Tran K. M., *"Report startup of nuclear research reactor"*, Tech. rep., Nuclear Research Institute, Vietnam Atomic Energy Commission (1984).
- [62] Nguyen N. D., Ed. , *"Safety Analysis Report for the Dalat Nuclear Research Reactor version 2018"*, Tech. rep., Dalat Nuclear Research Institute (2018).
- [63] Nguyen N. D., Luong B. V., Le V. V., Duong V. D., Nguyen X. H., Phan N. S., Cao D. V., *"Results of operation and utilization of the Dalat nuclear research reactor"*, Nuclear Science and Technology 4 (2014) 1–9.
- [64] Nguyen N., *"Safety Analysis Report for the Dalat Nuclear Research Reactor"*, Tech. rep., Nuclear Research Institute, Vietnam Atomic Energy Commission (2003).
- [65] Dau D. T., Nguyen M. T., Le V. V., Huynh T. N., Nguyen K. C., Tran Q. D., Bui P. N., *"Reactivity induced transient analysis when the occurrence of leakage in the dry irradiation channels of the Dalat Nuclear Research Reactor"*, Nuclear Science and Technology 8 (2018) 01–09.
- [66] Kulesza J. A., Adams T. R., Armstrong J. C., Bolding S. R., *"MCNP Code Theory and User Manual"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (2022).

- [67] Kiedrowski B., *"Methodology for Sensitivity and Uncertainty-Based Criticality Safety Validation"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (LANL), Los Alamos, NM (United States) (2014).
- [68] Do Q. B., Tran H. N., Ngo Q. H., Phan T. T. G., *"Determination of fuel burnup distribution of a research reactor based on measurements at subcritical conditions"*, Nuclear Science and Techniques 29 (12) (2018) 174.
- [69] MacFarlane R. E., Muir D. W., Boicourt R. M., Kahler A. C., Conlin J. L., Haeck W., *"The NJOY Nuclear Data Processing System"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (2019).
- [70] Conlin J. L., Haeck W., Neudecker D., Parsons D. K., White M. C., *"Release of ENDF/B-VIII.0-Based ACE"*, Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (2018).
- [71] Brown D. A., *"ENDF-6 formats manual-data formats and procedures for the evaluated nuclear data files ENDF/B-VI, ENDF/B-VII and ENDF/B-VIII"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (2023).
- [72] Trkov A., Brown D. A., *"ENDF-6 formats manual: data formats and procedures for the evaluated nuclear data files"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (2018).
- [73] Honeck H., *"ENDF/B: Specifications for an evaluated nuclear data file for reactor applications"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (1967).
- [74] Drake M., *"Data Formats and Procedures for the ENDF Neutron Cross Section Library"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (1970).
- [75] Dudziak D., *"ENDF Formats and Procedures for Photon Production and Interaction Data"*, Tech. rep., LA-4549, ENDF-102, Rev., Vol. II, Los Alamos Scientific Laboratory (1971).

- [76] Garber D., Dunford C., Pearlstein S., *"ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (1975).
- [77] Kinsey R., *"ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (1983).
- [78] Rose P., Dunford C., McLane V., *"ENDF-102, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File, ENDF-6"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (2001).
- [79] Herman M., Trkov A., Herman M., Trkov A., Brown D., *"ENDF-6, Formats Manual, Data Formats and Procedures for the Evaluated Nuclear Data File ENDF/B-VI and ENDF/B-VII"*, Tech. rep., Brookhaven National Laboratory (BNL), Upton, NY (United States) (2011).
- [80] Igarashi S., Nakagawa T., Kikuchi Y., *"Japanese evaluated nuclear data library, version-1 JENDL-1"*, Tech. rep., Japan Atomic Energy Research Institute (1979).
- [81] Shibata K., *"JENDL: Nuclear databases for science and technology"*, Journal of Nuclear Science and Technology 50 (5) (2013) 449–469.
- [82] Igarasi S. I., *"Japanese Evaluated Nuclear Data Library (JENDL)"*, Journal of Nuclear Science and Technology 26 (1) (1989) 5–10.
- [83] Keiichi S., Osamu I., Tsuneo N., Nobuyuki I., Akira I., Satoshi K., Satoshi C., Kazuyoshi F., Naohiko O., Takaaki O., Toru M., Hiroyuki M., Atsushi Z., So K., Jun-ichi K., *"JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering"*, Journal of Nuclear Science and Technology 48 (1) (2011) 1–30.
- [84] Dunjiu C., Qichang L., Tingjin L., *"Chinese evaluated nuclear data library, version 2"*, Tech. rep., Chinese Nuclear Data Center (1997).

- [85] Tingjin L., Qichang L., Zongdi S., "*CENDL-2, Chinese Evaluated Nuclear Data Library, Version-2*", Springer, (1992) 804–810.
- [86] Youxiang Z., Tingjin L., Jingshang Z., Ping L., "*CENDL-3–Chinese Evaluated Nuclear Data Library, version 3*", Journal of Nuclear Science and Technology 39 (sup2) (2002) 37–39.
- [87] Ge Z., Zhao Z., Xia H., Zhuang Y., Liu T., Zhang J., Wu H., "*The updated version of Chinese evaluated nuclear data library (CENDL-3.1)*", J. Korean Phys. Soc 59 (2) (2011) 1052–1056.
- [88] Kodeli I., "*Multidimensional deterministic nuclear data sensitivity and uncertainty code system: method and application*", Nuclear Science and Engineering 138 (1) (2001) 45–66.
- [89] Sellaoui N., Zidi T., Belgaid M., "*Nuclear data uncertainty propagation to the main physical parameters of NUR research reactor*", Progress in Nuclear Energy 130 (2020) 103557.
- [90] Vu T. M., Kitada T., "*Impact of Thorium Capture Cross Section Uncertainty on the Thorium Utilized ADS Reactivity Calculation*", Science and Technology of Nuclear Installations 2014 (2014) 1–4.
- [91] Michálek S., Števo S., Farkas G., Haščík J., Slugeň V., Rataj J., Kolros A., "*Determination of the effective delayed neutron fraction for training reactor VR-1*", Progress in Nuclear Energy 52 (8) (2010) 735–742.
- [92] Hanson A., Diamond D., "*Calculation of Kinetics Parameters for the NBSR*", Tech. rep., Brookhaven National Laboratory: Upton, NY, USA (2012).
- [93] Keepin G., "*Physics of Nuclear Kinetics*", Addison-Wesley, (1965).
- [94] Kiedrowski B., Brown F., Wilson P., "*Calculating kinetics parameters and reactivity changes with continuous-energy Monte Carlo*", Tech. rep., Los Alamos National Laboratory (LANL), Los Alamos, NM (United States) (2009).

- [95] Romero B. J., Damian J. I. M., Molina F., Zambra M., Aguilera P., Lopez U. F., Parra B., *"Calculation of kinetic parameters β_{eff} and Λ with modified open source Monte Carlo code OpenMC(TD)"*, arXiv preprint arXiv:2107.11197 (2021).
- [96] Spriggs G. D., Busch R. D., Campbell J. M., *"Calculation of the delayed neutron effectiveness factor using ratios of k -eigenvalues"*, Annals of Nuclear Energy 28 (5) (2001) 477–487.
- [97] Chiba G., *"Calculation of Effective Delayed Neutron Fraction Using a Modified k -Ratio Method"*, Journal of Nuclear Science and Technology 46 (5) (2009) 399–402.
- [98] Michalek S., Hascik J., Farkas G., *"MCNP5 delayed neutron fraction (β_{eff}) calculation in training reactor VR-1"*, Journal of Electrical Engineering 59 (2008).
- [99] Goorley T., James M., Booth T., Brown F., Bull J., Cox L., Durkee J., Elson J., Fensin M., Forster R., *"Initial MCNP6 release overview"*, Nuclear technology 180 (3) (2012) 298–315.
- [100] Louis H. K., *"Evaluation of effective prompt neutron lifetime for pressurized water reactors"*, Nuclear Technology 188 (1) (2014) 1–7.
- [101] Dalat Nuclear Research Institute , Vietnam Atomic Energy Institute , Operation Logbook of the Dalat Nuclear Research Reactor (2011–2012).
- [102] Nguyen K. C., *"Study on Neutronics, Thermal Hydraulics and Core Management for Safe Operation and Effective Utilization of the Dalat Nuclear Research Reactor"*, Phd-thesis, Vietnam Atomic Energy Institute, Vietnam (2023).
- [103] Liem P. H., Surbakti T., Hartanto D., *"Kinetics parameters evaluation on the first core of the RSG GAS (MPR-30) using continuous energy Monte Carlo method"*, Progress in Nuclear Energy 109 (2018) 196–203.

- [104] Snoj L., Kavčič A., Žerovnik G., Ravnik M., *"Monte Carlo calculation of kinetic parameters for the TRIGA Mark II research reactor"*, Nuclear Energy for New Europe (2008).

Appendix A Evaluation of kinetic parameters of the DNRR using Serpent 2 code

A.1 Methodology

A.1.1 Meulekamp-Spriggs method

The effective delayed neutron fraction, β_{eff} , represents the ratio of delayed neutrons to the total neutron yield per fission event. The Meulekamp estimates β_{eff} using the ratio of fission events induced by delayed neutrons to the total number of fissions caused by both prompt and delayed neutrons. The expression for β_{eff} is formulated in terms of the adjoint weighted neutron flux as follows:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\int \phi^+(\vec{r}, \Omega', E') \int \chi_d(E') \nu_d(E') \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, \Omega, E) dE d\Omega d\vec{r} d\Omega' dE'}{\int \phi^+(\vec{r}, \Omega', E') \int \chi(E') \nu(E') \Sigma_f(\vec{r}, E') \phi(\vec{r}, \Omega, E) dE d\Omega d\vec{r} d\Omega' dE'}. \quad (\text{A.1})$$

where, $\phi(\vec{r}, \Omega, E)$ is neutron flux; $\phi^+(\vec{r}, \Omega', E')$ is adjoint neutron flux; $\Sigma_f(\vec{r}, E')$ is macroscopic fission cross section; $\chi(E')$ is fission neutron energy spectrum; $\nu(E')$ is total number of neutrons emitted per fission; $\chi_d(E')$ is delayed neutron energy spectrum; $\nu_d(E')$ is number of delayed neutrons emitted per fission. This expression can be reformulated using the inner product notation $\langle f, g \rangle$, which represents integration over all spatial coordinates, energy, and angular directions. With appropriate simplifications, the full integral form of the equation can be expressed in a more compact and generalized representation as:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\langle \phi^+, \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi \rangle}{\langle \phi^+, \chi \nu \Sigma_f \phi \rangle} \approx \frac{\langle \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi \nu \rangle}. \quad (\text{A.2})$$

Spriggs reformulated the expression for β_{eff} to emphasize the contribution of delayed neutrons. As a result, the so called *k ratio* approach was introduced to estimate the effective delayed neutron fraction based solely on the delayed neutron yield:

$$\beta_{\text{eff}} \approx \frac{\langle \chi_d \nu \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \cdot \frac{\langle \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx \frac{\langle \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \cdot \frac{\langle \chi_d \nu \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx \beta_0 \cdot \frac{\langle \chi_d \nu \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx \beta_0 \cdot \frac{k_d}{k}. \quad (\text{A.3})$$

In which β_0 represents the delayed neutron fraction derived from nuclear data based on neutrons emitted by precursor decay. The factor k_d accounts for the energy dependent contribution of delayed neutrons to fission.

A.1.2 Chiba method

Chiba proposed a refinement to the k ratio formulation. By introducing the prompt neutron yield $\nu_p(E_0) = \nu - \nu_d$ and recognizing that the delayed neutron fraction is typically small, the total neutron production term $\chi\nu$ can be approximated by $\chi_p\nu_p$, given the close similarity between prompt and total spectra. Continuous further simplified the delayed neutron contribution by replacing $\chi_d\nu_d$ with $\chi\nu - \chi_p\nu_p$, resulting in an alternative expression for β_{eff} :

$$\beta_{\text{eff}} \approx \frac{\langle \chi_d \nu_d \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx \frac{\langle \chi \nu - \chi_p \nu_p \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx 1 - \frac{\langle \chi_p \nu_p \rangle}{\langle \chi \nu \rangle} \approx 1 - \frac{k_p}{k}. \quad (\text{A.4})$$

The ratio $\langle \chi_p \nu_p \rangle / \langle \chi \nu \rangle$ defines the prompt neutron k ratio. Since prompt neutrons constitute approximately 99% of the total, the values of k_p and k are nearly equal. However, this formulation enhances the resolution of small differences between k and k_p , which can significantly impact the quantification of uncertainty in neutron transport calculations:

$$L\phi = \frac{1}{k}F\phi, \quad (\text{A.5})$$

where, L denotes the neutron loss operator in the transport equation, encompassing both absorption processes and leakage effects:

$$L = \Omega \cdot \nabla + \Sigma_t - \iint \Sigma_s(E', \vec{\Omega}') dE' d\vec{\Omega}', \quad (\text{A.6})$$

where, F represents the neutron production operator, which accounts for the generated neutrons:

$$F = \frac{1}{4\pi} \iint \chi(E') \nu(E') \Sigma_f(E') dE' d\vec{\Omega}', \quad (\text{A.7})$$

which applies to the adjoint neutron flux under a hypothetical condition in which delayed neutrons are excluded from the reactor:

$$L^+\phi^+ = \frac{1}{k}F^+\phi^+ \quad \text{and} \quad L\phi_p = \frac{1}{k_p}F_p\phi_p. \quad (\text{A.8})$$

In which,

$$F_p = \frac{1}{4\pi} \iint \chi_p(E') \nu_p(E') \Sigma_f(E') dE' d\vec{\Omega}'. \quad (\text{A.9})$$

Therefore, the ratio $\frac{k_p}{k}$ can be approximated under the assumption that $\phi_p \approx \phi$, which simplifies the calculation but may introduce a degree of

approximation related error.

$$\frac{k_p}{k} = \frac{\langle \phi^+, F_p \phi_p \rangle}{\langle \phi^+, F \phi_p \rangle} \approx \frac{\langle \phi^+, F_p \phi \rangle}{\langle \phi^+, F \phi \rangle}, \quad (\text{A.10})$$

Chiba introduced further refinements to the k ratio formulation by incorporating an additional hypothetical state, where a scaling parameter a is used to quantify deviations or perturbations relative to the reference condition.

$$L \bar{\phi} = \frac{1}{k} \bar{F} \bar{\phi}, \quad (\text{A.11})$$

where, the $\bar{F}$ includes contributions from both prompt and delayed neutrons, and is defined as:

$$\bar{F} = \frac{1}{4\pi} \iint (\chi \nu + a \chi_d \nu_d) \Sigma_f dE' d\vec{\Omega}', \quad (\text{A.12})$$

The β_{eff} can be approximated by the following expression:

$$\beta_{\text{eff}} \approx \frac{1}{a} \left(\frac{\bar{k}}{k} - 1 \right). \quad (\text{A.13})$$

A.1.3 Nauchi and Kameyama method

An alternative approximation for β_{eff} involves using the adjoint neutron flux ϕ^+ as a weighting function for delayed neutron contributions. Nauchi and Kameyama proposed a method that estimates β_{eff} based on the number of fission neutrons produced in the subsequent generation, rather than the number of fissions they induce. This approach replaces the conventional adjoint flux $\phi^+(\vec{r}, \Omega', E')$ with a modified function $M(\vec{r}, \Omega', E')$, which represents the probability of neutron production from fission. Equation (A.2) can thus be reformulated accordingly:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\langle \phi^+, \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi \rangle}{\langle \phi^+, \chi \nu \Sigma_f \phi \rangle} \approx \frac{\langle M, \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi \rangle}{\langle M, \chi \nu \Sigma_f \phi \rangle}. \quad (\text{A.14})$$

Nauchi further proposed a technique for evaluating the neutron generation time, Λ , by deriving it from a generalized and modified form of the fundamental equation used to define this parameter as:

$$\Lambda = \frac{\int \phi^+(\vec{r}, \Omega', E') \frac{1}{v} \phi(\vec{r}, \Omega, E) d\vec{r} d\Omega' dE'}{\int \phi^+(\vec{r}, \Omega', E') \frac{1}{4\pi} \int \chi(E') \nu(E') \Sigma_f(E') \phi(\vec{r}, \Omega, E) dE' d\vec{r} d\Omega' dE'}. \quad (\text{A.15})$$

In Monte Carlo simulations, the neutron velocity v , which depends on energy, direction, and position governs the flight time along its stochastic path through reactor materials. This velocity, combined with track length, is evaluated at each collision or absorption event. In Nauchi's method, the adjoint weighting function ϕ^+ is replaced by M , which represents the expected number of fission neutrons contributing to the subsequent generation:

$$\Lambda = \frac{\left\langle \phi^+, \frac{1}{v} \phi \right\rangle}{\left\langle \phi^+, F \phi \right\rangle} \approx \frac{\left\langle M, \frac{1}{v} \phi \right\rangle}{\left\langle M, F \phi \right\rangle}. \quad (\text{A.16})$$

A.1.4 Iterated Fission Probability (IFP) method

Nauchi and Kameyama proposed a new weighting function for calculating the Iterated Fission Probability (IFP), which forms the basis of their method. The IFP function shares a physical interpretation with the adjoint neutron flux, as the spatial and energy distribution of fission neutrons is proportional to the adjoint flux. This enables the estimation of the probability that a neutron induces fission in the next generation under critical conditions. The IFP is evaluated as the number of fission events induced by neutrons, derived from the power distribution and flux using continuous energy or multigroup cross sections. Using the IFP function $I_{FP}(\vec{r}, \Omega', E')$, both β_{eff} and Λ can be calculated with expressions analogous to those in adjoint weighted methods, with a modified weighting scheme:

$$\beta_{\text{eff}} = \frac{\left\langle \phi^+, \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi \right\rangle}{\left\langle \phi^+, \chi \nu \Sigma_f \phi \right\rangle} \approx \frac{\left\langle I_{FP}, \chi_d \nu_d \Sigma_f \phi \right\rangle}{\left\langle I_{FP}, \chi \nu \Sigma_f \phi \right\rangle}. \quad (\text{A.17})$$

$$\Lambda = \frac{\left\langle \phi^+, \frac{1}{v} \phi \right\rangle}{\left\langle \phi^+, F \phi \right\rangle} \approx \frac{\left\langle I_{FP}, \frac{1}{v} \phi \right\rangle}{\left\langle I_{FP}, F \phi \right\rangle}. \quad (\text{A.18})$$

A.1.5 Perturbation method

Verboomen et al. developed a perturbation based method for estimating neutron generation time in both thermal and fast reactors. This approach introduces localized perturbations in the macroscopic absorption

cross section, allowing reactivity changes to be quantified and mathematically described using formulations such as:

$$L_p \phi_p = \frac{1}{k_p} F_p \phi_p, \quad (\text{A.19})$$

and adjoint equation

$$L^+ \phi^+ = \frac{1}{k^+} F^+ \phi^+, \quad (\text{A.20})$$

which can be expressed using precise perturbation formulation to evaluate changes in reactivity:

$$\Delta\rho = \frac{\langle \phi^+, (\frac{1}{k^+} \Delta F - \Delta L) \phi_p \rangle}{\langle \phi^+, F_p \phi_p \rangle}, \quad (\text{A.21})$$

In this formulation, the perturbation operators are defined as: $\Delta F = F_p - F^+$ and $\Delta L = L_p - L^+$. Here, the term $\frac{c}{v}$ represents a uniform neutron absorber introduced as a perturbation, with c being a scaling constant for homogeneous poison $\frac{1}{v}$ and v denoting neutron speed. Based on this representation, the resulting change in reactivity due to the perturbation can be expressed as follows:

$$\Delta\rho = \rho_p - \rho^+ = \frac{\langle \phi^+, \frac{c}{v} \phi_p \rangle}{\langle \phi^+, F^+ \phi_p \rangle}. \quad (\text{A.22})$$

Taking the derivative of this expression with respect to c as $c \rightarrow 0$ yields the negative of the adjoint neutron generation time. More generally, the neutron generation time can be interpreted as the negative slope of the reactivity curve with respect to the perturbation amplitude:

$$\Lambda = -\frac{\Delta\rho}{c} = -\lim_{c \rightarrow 0} \frac{1}{c} \cdot \frac{\langle \phi^+, \frac{c}{v} \phi_p \rangle}{\langle \phi^+, F^+ \phi_p \rangle} = \frac{\langle \phi^+, \frac{1}{v} \phi^+ \rangle}{\langle \phi^+, F^+ \phi^+ \rangle}. \quad (\text{A.23})$$

A.2 Results and discussion

This section presents the results of kinetic parameter calculations for the DNRN using the Serpent 2 code with the ENDF/B-VIII.0 evaluated nuclear data library. Table A.1 presents the group wise delayed neutron parameters, specifically the delayed neutron fractions (β_i) and decay constants (λ_i), obtained using three different computational methods: Meulekamp, Nauchi, and IFP methods. The values of λ_i increase monotonically from Group 1 to Group 6, ranging from approximately 0.013 s^{-1} to 2.857 s^{-1} across all

methods. The β_i exhibits good agreement among the methods. Group 4 contributes the most to the total delayed neutron fraction, accounting for over 280 pcm across all methods. Group 2 and Group 3 also make significant contributions, each around 130 pcm, while Groups 1 and 6 contribute the least. Table A.2 provides a comparative summary of the kinetic parameters, including the β_{eff} , Λ , and l_p , evaluated using various computational methods: Meulekamp, Chiba, Nauchi, IFP, and Perturbation, along with a comparison of these methods to MCNP6.

Table A.1: Delayed neutron parameters group using Meulekamp, Nauchi, and IFP methods.

Group i	Meulekamp Method		Nauchi Method		IFP Method	
	β_i (pcm)	λ_i (s ⁻¹)	β_i (pcm)	λ_i (s ⁻¹)	β_i (pcm)	λ_i (s ⁻¹)
1	25.76 $\pm$ 0.10	0.013	25.61 $\pm$ 0.11	0.013	25.50 $\pm$ 0.39	0.013
2	131.98 $\pm$ 0.26	0.033	132.01 $\pm$ 0.26	0.033	132.20 $\pm$ 0.86	0.033
3	127.47 $\pm$ 0.24	0.121	127.37 $\pm$ 0.26	0.121	126.94 $\pm$ 0.87	0.121
4	282.45 $\pm$ 0.35	0.303	281.80 $\pm$ 0.37	0.303	282.70 $\pm$ 1.20	0.303
5	117.12 $\pm$ 0.22	0.851	117.09 $\pm$ 0.24	0.851	118.14 $\pm$ 0.79	0.851
6	49.05 $\pm$ 0.14	2.857	48.99 $\pm$ 0.15	2.857	50.67 $\pm$ 0.52	2.857

Table A.2: Comparison of kinetic parameters obtained through different methods.

Parameters	Meulekamp	Chiba	Nauchi	IFP	Perturbation	MCNP6
β_{eff} (pcm)	733.83 $\pm$ 0.57	734.07 $\pm$ 0.82	732.87 $\pm$ 0.61	736.13 $\pm$ 2.02	735.36 $\pm$ 0.40	735 $\pm$ 5
Λ (μ s)	-	-	81.92 $\pm$ 0.02	81.08 $\pm$ 0.05	81.62 $\pm$ 0.01	80.96 $\pm$ 0.10
l_p (μ s)	-	-	81.96 $\pm$ 0.02	81.12 $\pm$ 0.05	81.66 $\pm$ 0.01	80.98 $\pm$ 0.10

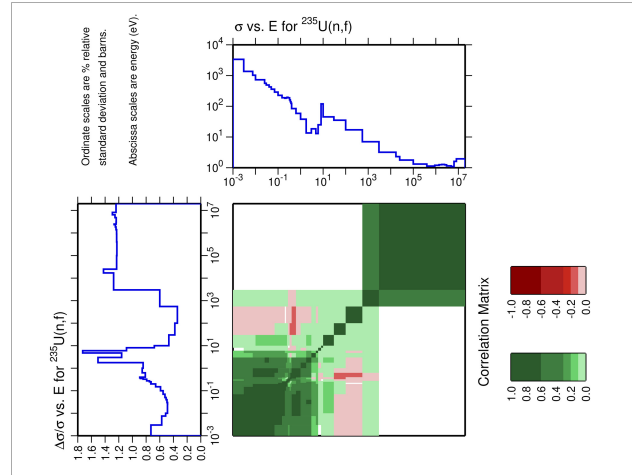
The β_{eff} obtained by all methods ranges from approximately 732.87 to 736.13 pcm. The average value of the methods is 734.85 pcm. The IFP method yields the highest β_{eff} value (736.13 $\pm$ 2.02 pcm). The perturbation technique provides a close estimate (735.36 $\pm$ 0.40 pcm), while the Meulekamp, Chiba, and Nauchi methods show a deviation range of less than 1%. The Λ data is only available from the Nauchi, IFP, and Perturbation methods. The results range from 81.08 $\pm$ 0.05 μ s (IFP) to 81.92 $\pm$ 0.02 μ s (Nauchi), indicating good agreement. The l_p was determined using three different approaches: Nauchi, IFP, and Perturbation. The corresponding values obtained are 81.96 μ s, 81.12 μ s, and 81.66 μ s, respectively. The average value

across these methods is $81.58 \mu\text{s}$. The results from all three methods are in agreement, with relative deviations from the mean value being within 0.6%.

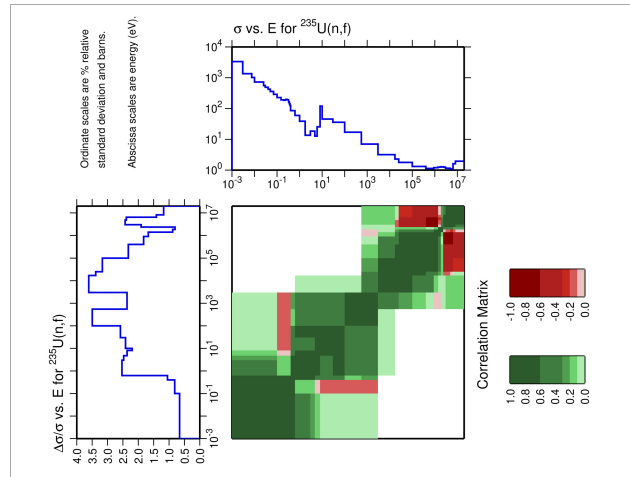
The kinetic parameters obtained with the methods are compared to those obtained using MCNP6 as shown in Table A.2, where β_{eff} is 735 pcm. Compared to this value, the Meulekamp, Chiba, and Nauchi methods produce slightly lower results, with deviations of -0.16% , -0.13% , and -0.29% , respectively. In contrast, the IFP and perturbation methods show higher results, with deviations of $+0.15\%$ and $+0.05\%$, respectively. For the Λ , MCNP6 yields a value of $80.96 \mu\text{s}$. In comparison, the Nauchi method produces $81.92 \mu\text{s}$, which is a relative difference of $+1.19\%$. The perturbation method gives $81.62 \mu\text{s}$ ($+0.81\%$), while the IFP method reports $81.08 \mu\text{s}$, with the smallest deviation of $+0.15\%$. For the l_p , the MCNP6 result is $80.98 \mu\text{s}$. Compared to this, the Nauchi, IFP, and perturbation methods yield values of $81.96 \mu\text{s}$, $81.12 \mu\text{s}$, and $81.66 \mu\text{s}$, corresponding to relative deviations of $+1.21\%$, $+0.17\%$, and $+0.84\%$, respectively. Overall, the IFP method aligns most closely with MCNP6 results across all kinetic parameters.

Kinetic parameters of the DNRR with LEU fuel, including the β_{eff} , the Λ , and the l_p , were determined using the various built in methods of the Serpent 2 code and the ENDF/B-VIII.0 library. The values of β_{eff} obtained with the methods are within the range of 732.87–736.13 pcm, respectively. The values of Λ ranges from $81.08 \mu\text{s}$ (IFP) to $81.92 \mu\text{s}$ (Nauchi), while the values of l_p varies from $81.12 \mu\text{s}$ (IFP) to $81.96 \mu\text{s}$ (Nauchi). The differences between the methods are less than 1.07%. Comparing with those obtained with MCNP6 calculations, the kinetic parameters calculated by Serpent 2 show good agreement with the MCNP6 reference values, demonstrating the consistency and reliability of the two codes for the DNRR analysis.

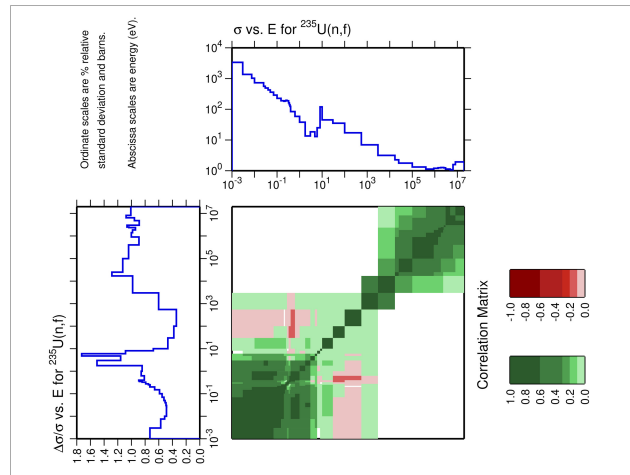
Appendix B Covariance data



(a) ENDF/B-VIII.0

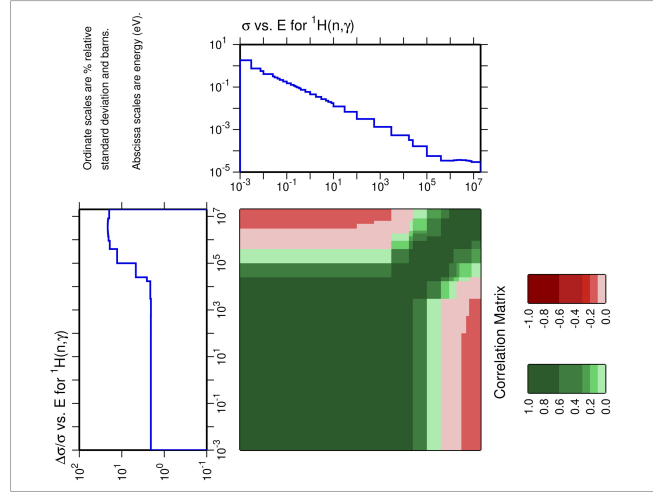


(b) JEFF-3.3

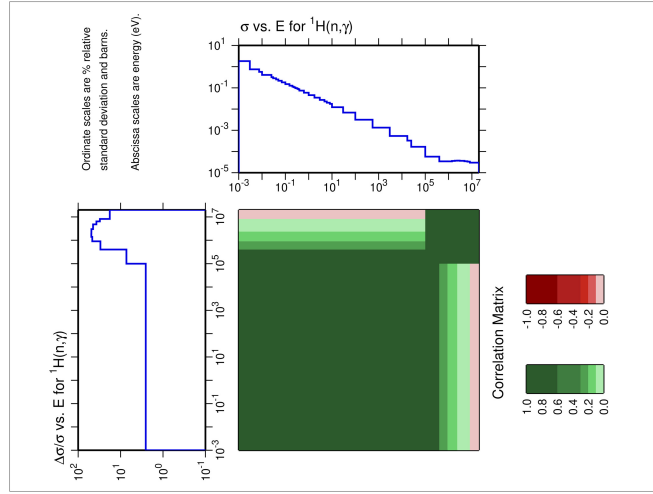


(c) JENDL-5

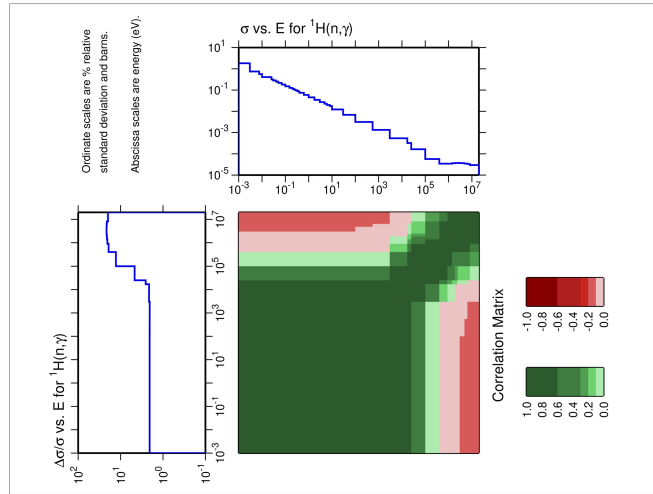
Figure B.1: Covariance data of U-235 (n,fission) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.



(a) ENDF/B-VIII.0

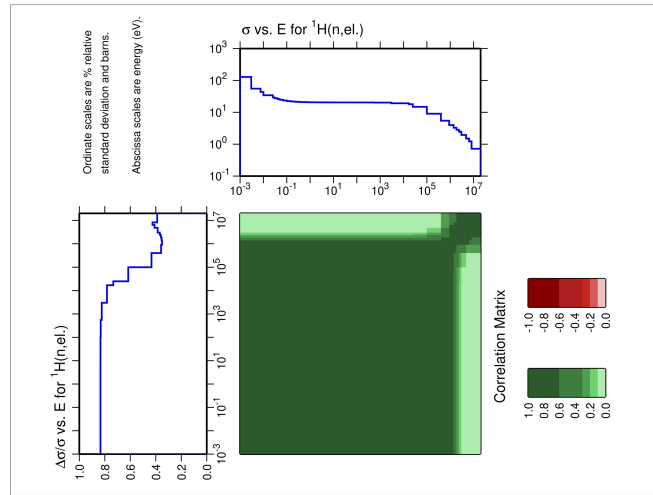


(b) JEFF-3.3

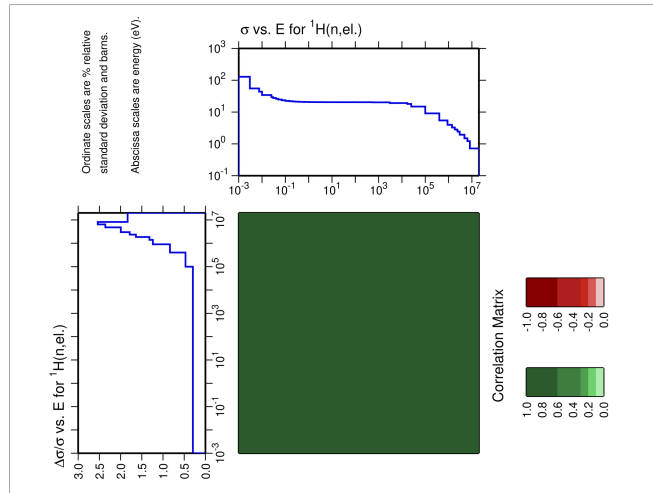


(c) JENDL-5

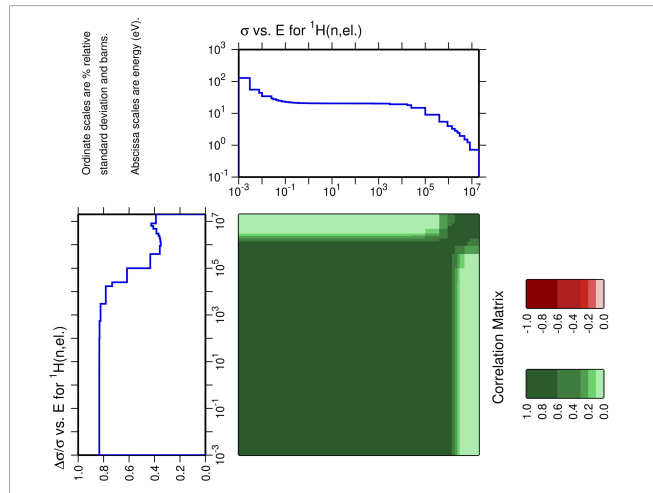
Figure B.2: Covariance data of H-1 (n, γ) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.



(a) ENDF/B-VIII.0

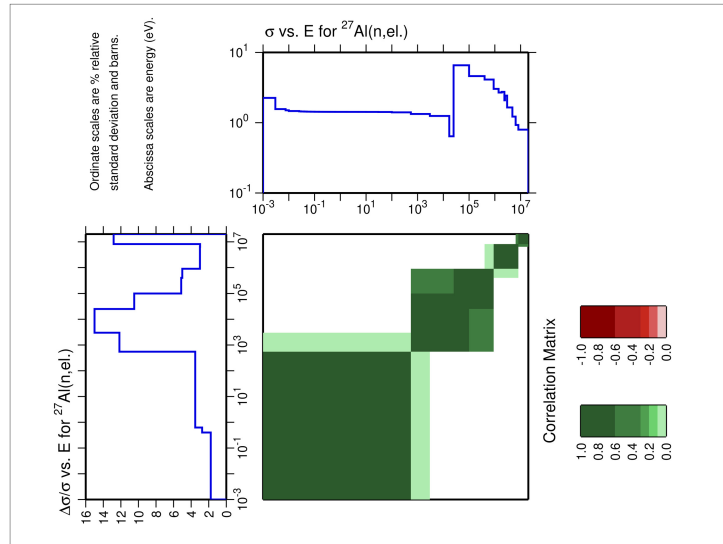


(b) JEFF-3.3

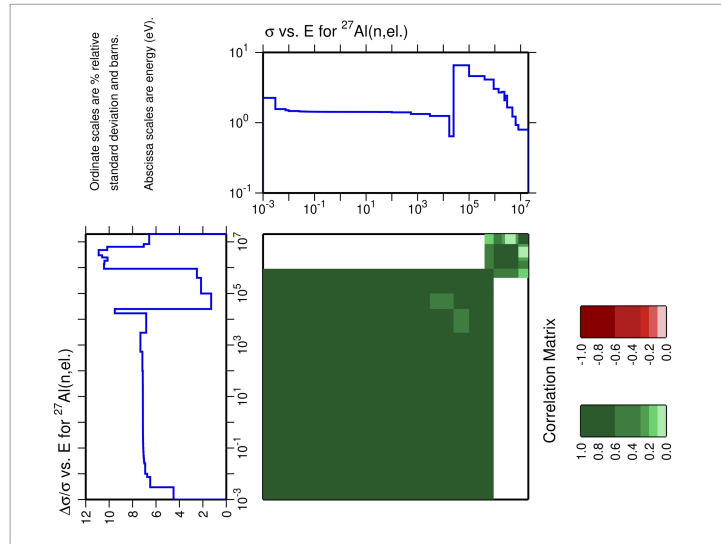


(c) JENDL-5

Figure B.3: Covariance data of H-1 (n,elastic) taken from the ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3 and JENDL-5 libraries.

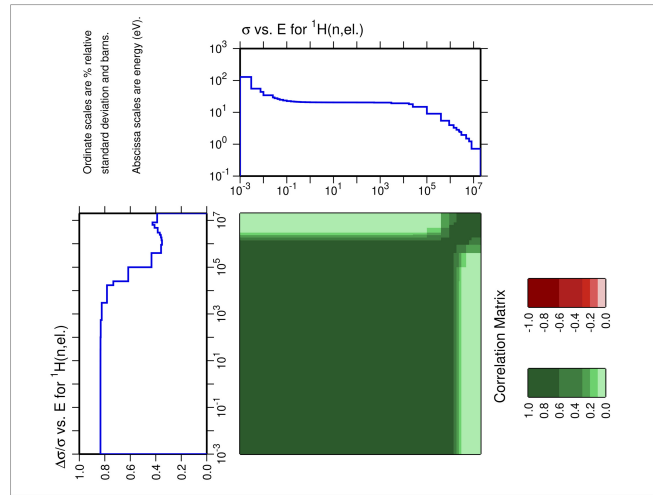


(a) ENDF/B-VIII.0

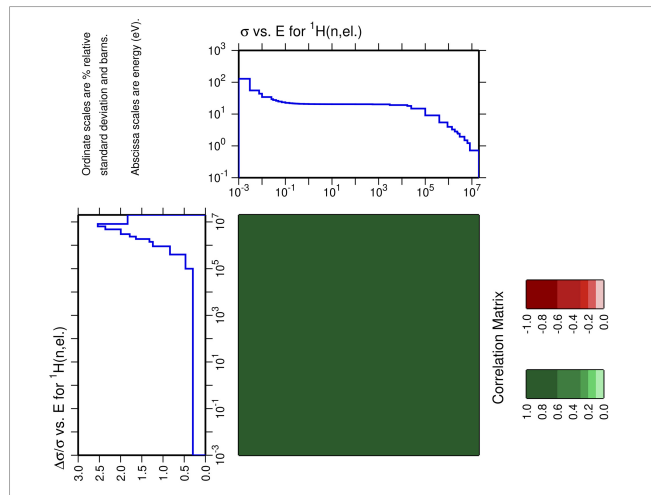


(b) JEFF-3.3

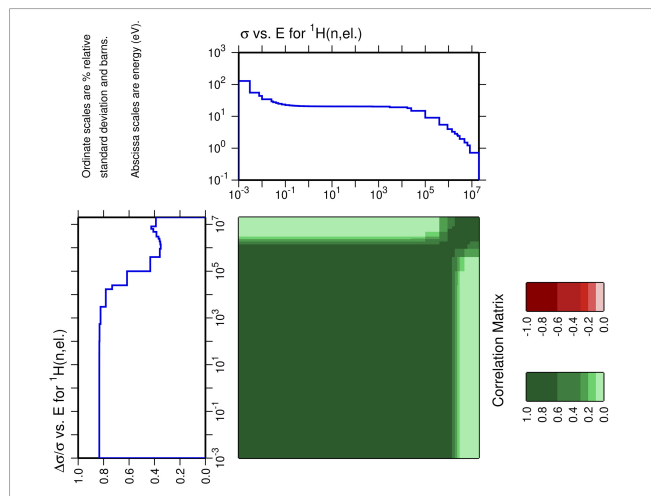
Figure B.4: Covariance data plot for Al-27 (n,elastic).



(a) ENDF/B-VIII.0

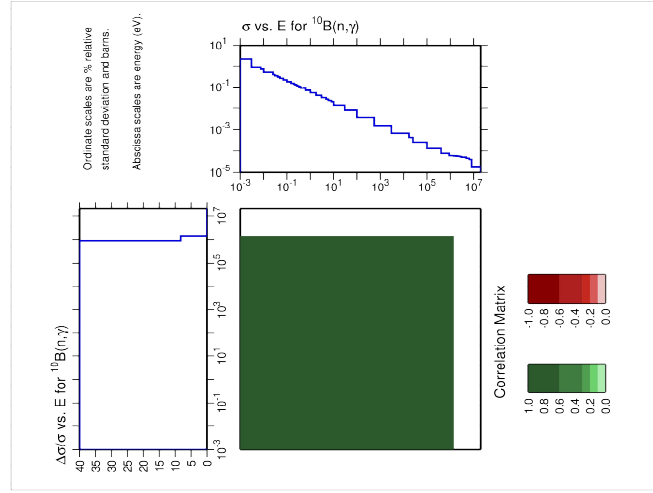


(b) JEFF-3.3

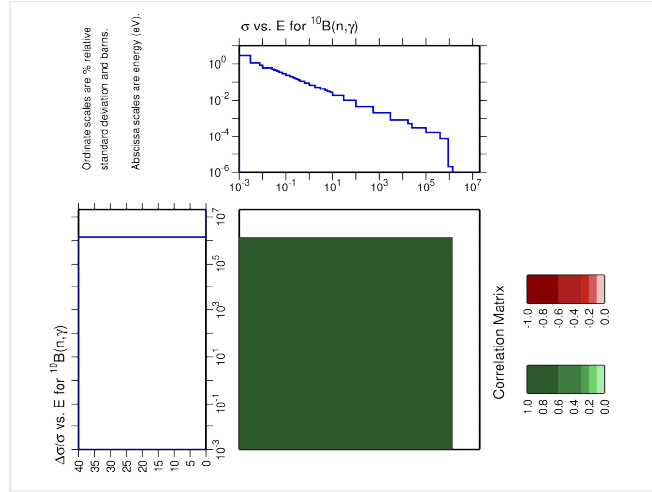


(c) JENDL-5.0

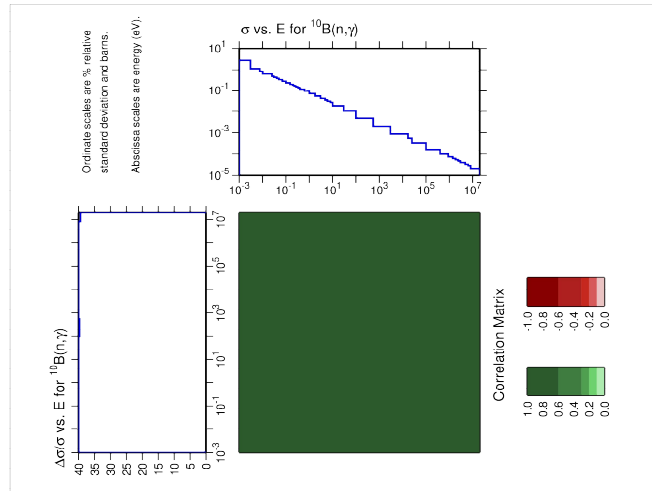
Figure B.5: Covariance data plot for H-1 (n,elastic).



(a) ENDF/B-VIII.0

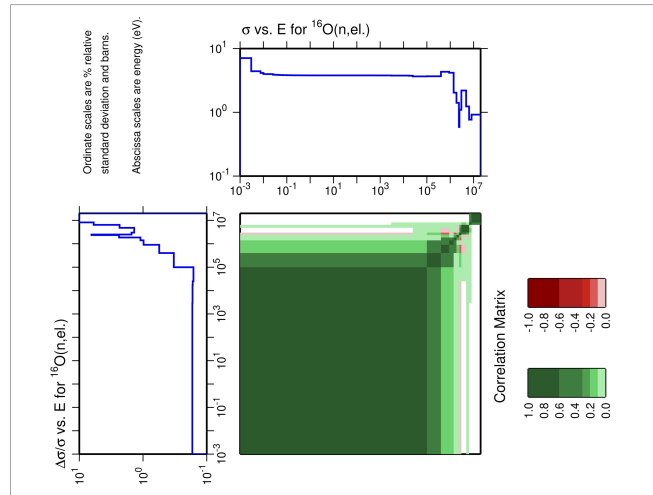


(b) JEFF-3.3

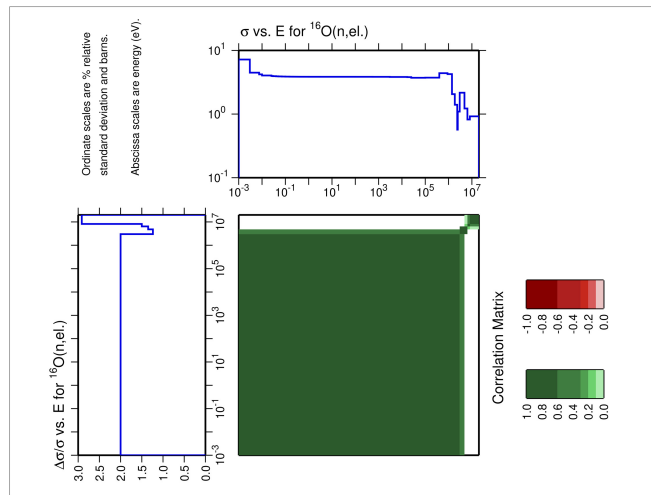


(c) JENDL-5.0

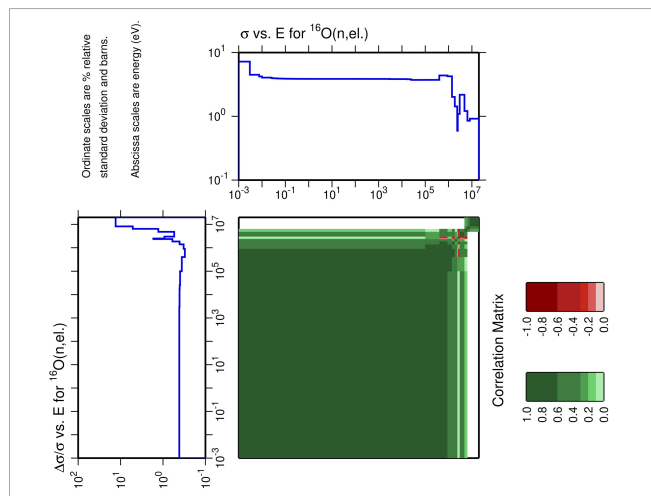
Figure B.6: Covariance data plot for Bo-10 (n,γ).



(a) ENDF/B-VIII.0



(b) JEFF-3.3



(c) JENDL-5.0

Figure B.7: Covariance data plot for O-16 (n,elastic).

Appendix C Neutron spectrum

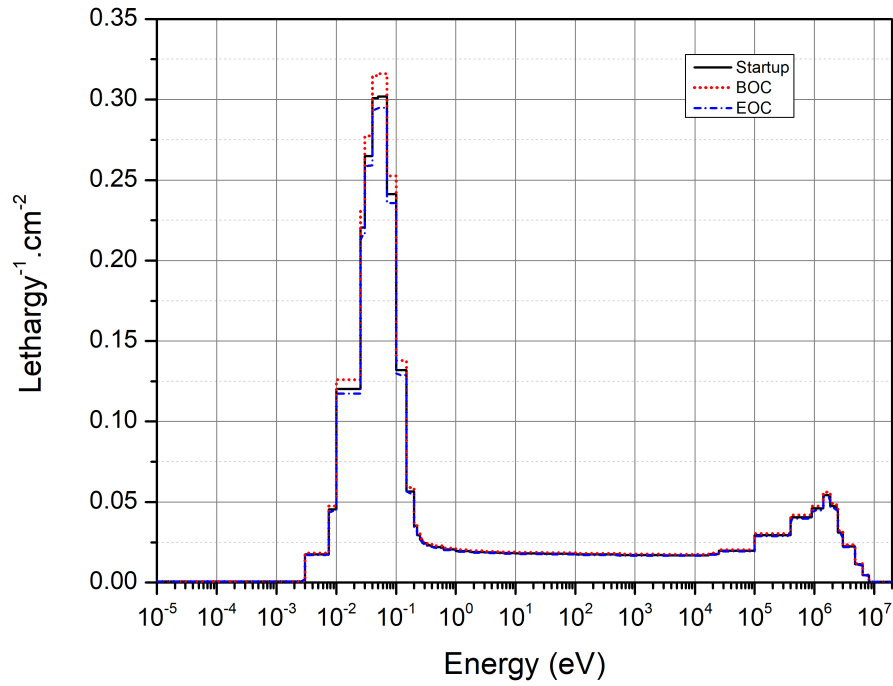


Figure C.1: The neutron spectrum was calculated at the neutron trap using 44 energy groups and the ENDF/B-VIII.0.

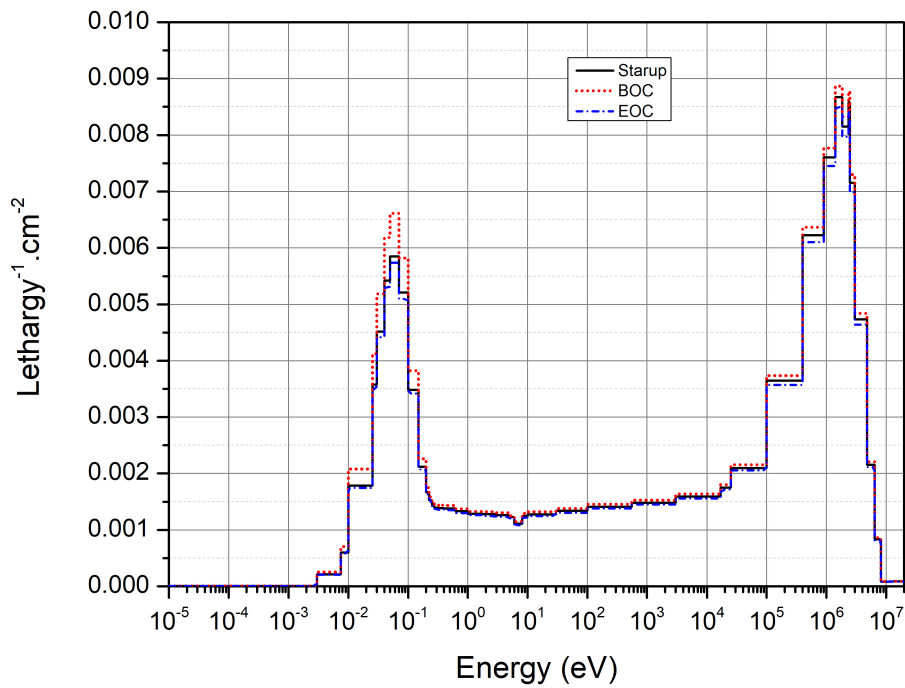


Figure C.2: The neutron spectrum was calculated at the fuel rod using 44 energy groups and the ENDF/B-VIII.0 library.

Số: 144/QĐ-VNLNT

Hà Nội, ngày 17 tháng 7 năm 2026

QUYẾT ĐỊNH
Về việc thành lập Hội đồng đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện

VIỆN TRƯỞNG
VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ VIỆT NAM

Căn cứ Quyết định số 1298/QĐ-BKHCN ngày 20/5/2019 của Bộ trưởng Bộ Khoa học và Công nghệ về việc ban hành Điều lệ Tổ chức và hoạt động của Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam;

Căn cứ Quyết định số 44/1999/QĐ-TTg ngày 10/3/1999 của Thủ tướng Chính phủ về việc giao nhiệm vụ đào tạo tiến sĩ cho Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam;

Căn cứ Thông tư số 18/2021/TT-BGDĐT ngày 28/6/2021 của Bộ trưởng Bộ Giáo dục và Đào tạo về việc ban hành Quy chế tuyển sinh và đào tạo trình độ tiến sĩ;

Căn cứ Quyết định số 166/QĐ-VNLNT ngày 13/4/2022 của Viện trưởng Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam về việc ban hành Quy chế tuyển sinh và đào tạo trình độ tiến sĩ của Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam

Theo đề nghị của Giám đốc Trung tâm Đào tạo hạt nhân.

QUYẾT ĐỊNH:

Điều 1. Thành lập Hội đồng đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện đối với nghiên cứu sinh **Đậu Đức Từ**, thuộc chuyên ngành Vật lý nguyên tử và hạt nhân (mã số 9.44.01.06). Danh sách Hội đồng kèm theo Quyết định này.

Điều 2. Hội đồng có trách nhiệm đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện theo quy định hiện hành về tổ chức đánh giá luận án tiến sĩ và tự giải thể sau khi hoàn thành nhiệm vụ.

Điều 3. Giám đốc Trung tâm Đào tạo hạt nhân, các thành viên Hội đồng có tên tại Điều 1, Trưởng tiểu ban chuyên ngành, người hướng dẫn khoa học và nghiên cứu sinh Đậu Đức Từ chịu trách nhiệm thi hành Quyết định này./.

Nơi nhận:

- Như Điều 3;
- Lưu: VT, NTC, hồ sơ NCS.



Trần Chí Thành

DANH SÁCH HỘI ĐỒNG ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

(Kèm theo Quyết định số 177/QĐ-VNLNT, ngày 17/ 4/ 2026
của Viện trưởng Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam)

TT	Họ và tên, học vị, học hàm	Chuyên ngành	Trách nhiệm trong Hội đồng	Đơn vị công tác
1	GS.TS. Trần Đức Thiệp	Vật lý nguyên tử hạt nhân	Chủ tịch	Viện Vật lý - Viện Hàn lâm Khoa học và Công nghệ Việt Nam
2	PGS.TS. Nguyễn Văn Thái	Vật lý nguyên tử hạt nhân	Phản biện 1	Đại học Bách khoa Hà Nội
3	PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh	Vật lý nguyên tử hạt nhân	Phản biện 2	Đại học Phenikaa
4	TS. Hồ Hải Quân	Vật lý	Phản biện 3	Viettel Hightech
5	TS. Trần Trí Viễn	Vật lý nguyên tử hạt nhân	Thư ký	Trung tâm Đào tạo hạt nhân - Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam
6	PGS.TS. Phan Việt Cường	Vật lý	Ủy viên	Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam
7	GS.TS. Trần Hoài Nam	Vật lý hạt nhân	Ủy viên	Đại học Phenikaa

(Danh sách gồm 07 thành viên)

926



Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

QUYẾT NGHỊ
CỦA HỘI ĐỒNG ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân **Mã số:** 9.44.01.06

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Người hướng dẫn khoa học 1: GS.TS. Trần Hoài Nam

Người hướng dẫn khoa học 2: PGS.TS. Nguyễn Nhị Điền

Địa điểm bảo vệ: Trung tâm Đào tạo hạt nhân - Viện NLNTVN.

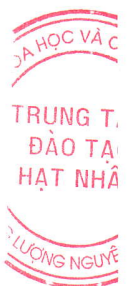
Sau khi nghe nghiên cứu sinh Đậu Đức Từ trình bày luận án, các ý kiến nhận xét của 03 phản biện, và các ý kiến nhận xét của các thành viên Hội đồng. Hội đồng đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện nhất trí đi đến quyết nghị sau:

1. Tên đề tài luận án phù hợp với chuyên ngành Vật lý nguyên tử và hạt nhân (mã số 9440106).
2. Luận án không trùng lặp với các công trình, luận văn, luận án đã công bố trong và ngoài nước.
3. Luận án có ý nghĩa khoa học và thực tiễn.



4. Luận án có tính hợp lý, hiện đại và phương pháp nghiên cứu có độ tin cậy cao.
5. Các kết quả mới của luận án:
 - Kiểm chứng định lượng các mô hình tính toán vật lý cho vùng hoạt Lò phản ứng Hạt nhân Đà Lạt sử dụng chương trình MCNP6.3 trong các tính toán tới hạn và tính toán các thông số động học lò phản ứng. Kết quả tính toán được so sánh với thực nghiệm và so sánh giữa các thư viện dữ liệu hạt nhân.
 - Phân tích chi tiết độ nhạy và độ bất định của thư viện dữ liệu hạt nhân đối với các đặc trưng vật lý của lò phản ứng DNRN như hệ số nhân hiệu dụng (k_{eff}) và hệ số neutron trễ hiệu dụng (β_{eff}) có xét đến các thành phần trong nhiên liệu, chất làm mát và vật liệu cấu trúc. Kết quả cho phép định lượng độ bất định của các hệ số k_{eff} và β_{eff} gây bởi độ bất định của các thư viện dữ liệu hạt nhân được đánh giá.
 - Tính toán chi tiết các thông số động học lò phản ứng, và các thông số vật lý liên quan khác của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt sử dụng nhiên liệu độ giàu thấp.
6. Trong khuôn khổ luận án, Nghiên cứu sinh đã công bố ba công trình trên các tạp chí quốc tế uy tín, gồm Nuclear Engineering and Design (Q1), Nuclear Technology and Radiation Protection (Q3) và Journal of Physics: Conference Series. Các công bố này không chỉ khẳng định chất lượng và tính mới của kết quả nghiên cứu, mà còn góp phần nâng cao uy tín học thuật của luận án, tạo cơ sở khoa học vững chắc cho việc lan tỏa và ứng dụng các kết quả trong cộng đồng nghiên cứu hạt nhân quốc tế.
7. Những thiếu sót về nội dung và hình thức của luận án:

Các phản biện và các uỷ viên hội đồng đã gửi kèm theo các góp ý về các thiếu sót của nội dung luận án.



Ý kiến của Hội đồng

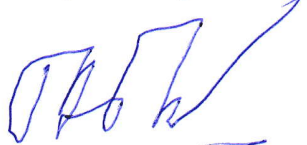
- Luận án đáp ứng được các yêu cầu đối với một luận án tiến sĩ theo Quy định hiện hành.
- Luận án cần được chỉnh sửa theo các ý kiến của các thành viên Hội đồng trước khi được công nhận học vị và cấp bằng tiến sĩ.

KẾT LUẬN

Kết quả bỏ phiếu:

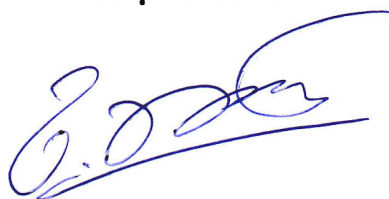
- Số phiếu phát ra: 7
- Số phiếu hợp lệ: 7
- Số phiếu không hợp lệ: 0
- Số phiếu tán thành: 7
- Số phiếu không tán thành: 0

CHỦ TỊCH HỘI ĐỒNG



GS.TS. Trần Đức Thiệp

THƯ KÝ HỘI ĐỒNG



TS. Trần Trí Viễn

Xác nhận của cơ sở đào tạo

GIÁM ĐỐC




Trịnh Anh Đức





VIỆN NĂNG LƯỢNG NGUYÊN TỬ
VIỆT NAM
TRUNG TÂM ĐÀO TẠO HẠT NHÂN

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM
Độc lập - Tự do - Hạnh phúc

BIÊN BẢN HỌP HỘI ĐỒNG ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tối hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Hội đồng đánh giá luận án cấp Viện cho nghiên cứu sinh Đậu Đức Từ được thành lập theo Quyết định số 144/QĐ-VNLNT, ngày 17/4/2026 của Viện trưởng Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam (NLNTVN), gồm 7 thành viên:

1. GS.TS. Trần Đức Thiệp, Chủ tịch Hội đồng
2. PGS.TS. Nguyễn Văn Thái, Phản biện 1
3. PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh, Phản biện 2
4. TS. Hồ Hải Quân, Phản biện 3
5. TS. Trần Trí Viễn, Ủy viên Thư ký
6. PGS.TS. Phan Việt Cường, Ủy viên
7. GS.TS. Trần Hoài Nam, Ủy viên

Đúng 09 giờ 00 phút, ngày 22 tháng 5 năm 2026 tại Trung tâm Đào tạo hạt nhân - Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam, Hội đồng đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện đã họp và nghe NCS Đậu Đức Từ trình bày luận án tiến sĩ.

Diễn biến buổi bảo vệ luận án như sau:

I. Khai mạc.

1. Đọc Quyết định thành lập Hội đồng chấm luận án cấp Viện.

Bà. Nguyễn Thủy Hằng đại diện cơ sở đào tạo đọc Quyết định thành lập Hội đồng đánh giá luận án cấp Viện, danh sách các thành viên Hội đồng và giới thiệu đại biểu.

Số Ủy viên Hội đồng chấm luận án cấp Viện có mặt: 7

Số Ủy viên vắng mặt: 0

2. Các thủ tục giới thiệu về NCS.

TS. Trần Trí Viễn – Thư ký Hội đồng đọc lý lịch khoa học và các điều kiện cho phép NCS bảo vệ luận án cấp Viện

II. Chủ tịch Hội đồng chấm luận án điều khiển buổi bảo vệ.

1. NCS trình bày luận án (tổng thời gian trình bày không quá 30 phút).
2. Chủ tịch Hội đồng chấm luận án mời các phản biện và ủy viên đọc nhận xét luận án (có kèm theo văn bản)
3. Chủ tịch đề nghị các thành viên trong Hội đồng đặt câu hỏi và NCS trả lời câu hỏi:

Sau khi nghe nghiên cứu sinh trình bày các kết quả nghiên cứu của luận án, nghe các Ủy viên Hội đồng đọc nhận xét và nghe thư ký Hội đồng đọc bản tổng hợp nhận xét tóm tắt của các nhà khoa học. Hội đồng đã tiến hành thảo luận và đặt câu hỏi cho NCS. Dưới đây là những ý kiến đóng góp, câu hỏi và câu trả lời:

Phản biện 1: PGS.TS. Nguyễn Văn Thái

Đọc bản nhận xét luận án (có kèm theo văn bản). Sau đây là các ý kiến nhận xét chính của ...PGS.TS. Nguyễn Văn Thái.....:

- Luận án không có sự tương lập so với các công trình luận văn đã công bố trong và ngoài nước.....
- Luận án có ý nghĩa khoa học nhất định trong lĩnh vực tính toán mô phỏng động học và phản ứng nhằm khảo sát các thông số động học, đặc trưng tái tạo và đánh giá độ nhạy và mức độ lan truyền bất định. Đặc biệt là ảnh hưởng của việc thay đổi tham số liên kết nhân.....
- Luận án đáp ứng các yêu cầu về quy chế tuyển sinh và đào tạo nghiên cứu sinh.....
- Đồng ý đề luận án được đưa ra bảo vệ cấp Viện.....

Phản biện 2: PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh

Đọc bản nhận xét luận án (có kèm theo văn bản). Sau đây là các ý kiến nhận xét chính của ...PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh.....:



- Luận án được viết với đầy đủ các thông tin khoa học tự nhiên, cách trình bày văn khoa học, chưa thực sự dân dã, đặt người đọc dễ để hiểu hơn.
- Tác giả cần cải thiện phần đặt vấn đề để nêu bật lý do tại sao cần phải thực hiện nghiên cứu này? Ngoài ra, tác giả cần điều chỉnh lại các lỗi chính tả, lỗi font chữ.
- Luận án đáp ứng được các yêu cầu cho một luận án tiến sĩ theo các quy chế tuyển sinh.
- Đồng ý để luận án có thể đưa ra bảo vệ cấp Viện.

Phản biện 3: TS. Hồ Hải Quân

Đọc bản nhận xét luận án (có kèm theo văn bản). Sau đây là các ý kiến nhận xét chính của TS. Hồ Hải Quân.

- Luận án được trình bày trung thực, rõ ràng, không trùng lặp với các công bố trong và ngoài nước. Luận án có ý nghĩa khoa học, đóng vai trò quan trọng trong việc xác nhận tính đúng đắn của số liệu hạt nhân.
- Luận án có đi tin cậy cao, sử dụng các phương pháp hiện đại và đã đạt được một số kết quả nghiên cứu mới. Tuy nhiên, luận án cần sửa lại một số lỗi trình bày (có bản nhận xét kèm theo).
- Luận án đã đáp ứng được các yêu cầu cho luận án tiến sĩ theo quy chế đào tạo hiện hành.
- Đề xuất luận án đi điều kiện bảo vệ cấp Viện.

Các câu hỏi của các thành viên Hội đồng và trả lời của NCS:

- PGS.TS. Nguyễn Văn Thái:
 - + Giải thích tại sao các giá trị lại khác nhau lại được chia theo Lehighy?
 - + Các giá trị này có giá trị cao nhất với JENDLE-5

... tác giả có kết luận như thế nào về điều này?
+ Tác giả có thể đưa ra kết luận rằng thư viện
... nào là đáng tin cậy không?

- PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh:

+ Độ chính xác của các thư viện dựa trên sự sai
lệch của so với Keff thực nghiệm. Tuy nhiên, sai
số của hệ số nhân thực nghiệm chưa được đánh
giá. Tác giả có cách nào để đánh giá được sai
số này không?

+ Nguyên cứu định đưa ra các biến nghi rằng cần
cải thiện số liệu để diện phản ứng. Tuy nhiên, các
điều kiện này đã được nghiên cứu theo các quy trình nghiên
ngặt và hệ thống. Nên chỉ dựa vào một tương hợp
tính toán của luận án này mà đưa ra kết luận như
vậy thì có phù hợp không?

+ Sự khác biệt về thực nghiệm và giữa các thư viện
khác nhau là do thư viện sai hay cách thực hiện
mô phỏng sai?

+ Các nhân định về sự phù hợp với chỉ áp dụng cho
là đã liệt. Tác giả có dự định áp dụng cho các trường
hợp khác không?

- TS. Hồ Hải Quân:

+ Kết quả nghiên cứu của luận án cho thấy TENDLE-5
có xu hướng khác với 3 thư viện còn lại, trong khi các
thư viện khác có cùng xu hướng. Vậy tại sao tác giả lại
chọn TENDLE-5?

+ Tại sao tác giả chia tiết diện neutron thành 4 nhóm?
Tác giả đã dựa trên tham chiếu nào?

+ Bảng 3, 2 chưa chỉ rõ giá trị tại hạn của lô Đà Lạt là bao nhiêu. Ngoài ra, lô Đà Lạt có chất hợp thụ cháy được vào ngoài các thành diện liên không?

+ Tác giả được trang bị các thư viện từ nguồn nào? (Mà tác giả mua hay được cơ quan nào cấp?)

- GS.TS. Trần Đức Thiệp:

+ Tác giả có nhận xét gì khi so sánh các thư viện số liên không? Làm sao để liệt được rõ liên này tốt hơn rõ liên khác?

+ Tác giả có thể giải thích tại sao kết quả tính toán thời gian đăng của nguồn tức thời và nguồn trễ bằng 2 phương pháp khác nhau có giá trị gần như nhau?

+ Tác giả nên đưa thêm các hình vẽ thuật ngữ của lô Đà Lạt để người đọc dễ hình dung về cấu trúc lô Đ.

+ Kết luận của luận án có thể đưa vào các báo cáo phân tích an toàn không?

- PGS.TS. Phan Việt Cường

+ Luận án viết tốt, nhưng đề chưa có phân tích sâu về các thư viện số liên, các ưu nhược điểm của MCNP.

+ Cần chỉnh sửa một số lỗi về chuẩn tả, văn phong.

+ Luận án mới đánh giá các bất định từ số liên đầu vào, là các thư viện số liên loại như. Tác giả có thể đánh giá các bất định của số liên đầu ra không?

- TS. Trần Trí Viễn:

+ Tác giả cần chỉnh sửa các lỗi tính toán.

+ Tác giả nên xem xét độ chính xác của các thay đổi về số liệu thành diện liên trong Bảng 3.1.

III. Hội đồng họp kín:

Hội đồng đã tiến hành họp kín để đánh giá các vấn đề liên quan đến luận án.

Sau khi thảo luận, Hội đồng đã nhất trí thông qua Quyết nghị.

Hội đồng bầu ra Ban kiểm phiếu gồm 3 thành viên

IV. Công bố kết quả:

Kết quả kiểm phiếu:

- Số phiếu phát ra: 7
- Số phiếu hợp lệ: 7
- Số phiếu không hợp lệ: 0
- Số phiếu tán thành: 7
- Số phiếu không tán thành: 0

V. Phần bế mạc

Thư ký hội đồng đọc quyết nghị của hội đồng
và công bố kết quả kiểm phiếu:

- Hội đồng đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt
học vị tiến sĩ
- Nghiên cứu sinh cần phải chỉnh sửa lại luận
án theo ý kiến của các thành viên hội đồng.

Lễ bảo vệ kết thúc vào lúc 11 giờ 55 phút cùng ngày.

CHỦ TỊCH HỘI ĐỒNG

THƯ KÝ HỘI ĐỒNG



GS.TS. Trần Đức Thiệp



TS. Trần Trí Viễn

**BIÊN BẢN HỌP BAN KIỂM PHIẾU CỦA
HỘI ĐỒNG ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN**

Căn cứ Quyết định số 144/QĐ-VNLNT ngày 17 tháng 4 năm 2026 của Viện trưởng Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam về việc thành lập Hội đồng đánh giá luận án tiến sĩ cấp Viện gồm thành viên. Hội đồng họp ngày 22/5/2026 tại Trung tâm Đào tạo hạt nhân - Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam.

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và thời hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Số thành viên có mặt trong phiên họp là người, trong đó số người phản biện luận án là 03 người.

Hội đồng đã bầu ban kiểm phiếu bao gồm:

1. Trưởng ban: PGS.TS. Nguyễn Văn Thái
2. Ủy viên: PGS.TS. Nguyễn Ngọc Anh
3. Ủy viên: TS. Hồ Hải Quân.

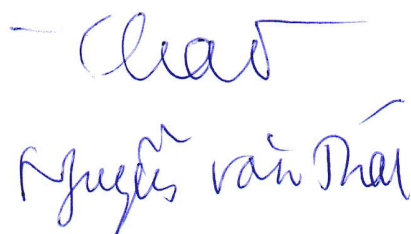
Số phiếu đã phát cho các thành viên: 7

Số phiếu còn lại không dùng: 0

Kết quả bỏ phiếu đánh giá luận án như sau:

- Số phiếu hợp lệ: 7
- Số phiếu không hợp lệ: 0
- Số phiếu tán thành: 7
- Số phiếu không tán thành: 0

Trưởng ban kiểm phiếu


Nguyễn Văn Thái

Các Ủy viên Ban kiểm phiếu


Nguyễn Ngọc Anh


Hồ Hải Quân

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM
Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT LUẬN ÁN TIẾN SĨ

(Dùng cho các thành viên không phải là phản biện của Hội đồng)

Họ và tên nghiên cứu sinh: ĐẬU ĐỨC TỪ

Tên đề tài: NGHIÊN CỨU ĐỘ NHẠY VÀ ĐỘ BẤT ĐỊNH SỐ LIỆU HẠT NHÂN TRONG PHÂN TÍCH THÔNG SỐ ĐỘNG HỌC VÀ TỐI HẠN CHO VÙNG HOẠT 92 BÓ NHIÊN LIỆU ĐỘ GIÀU THẤP CỦA Lò PHẢN ỨNG HẠT NHÂN ĐÀ LẠT

Chuyên ngành: Vật lý Nguyên tử và Hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Người nhận xét: (Học hàm, học vị, họ tên): GS.TS TRẦN ĐỨC THIỆP

Cơ quan công tác: Viện Vật lý, Viện Hàn lâm Khoa học và Công nghệ Việt Nam

Điện thoại liên hệ: 0983201915, **Email:** tdthiepiop@gmail.com

Ý KIẾN NHẬN XÉT

1. Tính thời sự, tính cấp thiết, ý nghĩa khoa học và thực tiễn của luận án:

Trong xu thế chuyển đổi nhiên liệu toàn cầu, việc chuyển đổi từ nhiên liệu độ giàu cao (HEU) sang độ giàu thấp (LEU) là yêu cầu của chương trình không phổ biến vũ khí hạt nhân toàn cầu. DNRR đã hoàn thành chuyển đổi, vì vậy việc nghiên cứu sâu về các đặc tính vật lý của vùng hoạt mới này có ý nghĩa cao và cần thiết. Hiện nay, các thư viện số liệu hạt nhân (như ENDF/B, JEFF, JENDL) liên tục được cập nhật. Việc đánh giá độ bất định (uncertainty) bằng các phương pháp hiện đại (như Monte Carlo kết hợp phương pháp nhiễu loạn) đang là hướng đi được quan tâm rộng rãi trong an toàn hạt nhân thế giới.

Để vận hành lò phản ứng an toàn, ta không chỉ cần biết giá trị tính toán (ví dụ k_{eff}) mà phải biết sai số (độ bất định) của nó. Nếu không nắm rõ độ bất định, các giới hạn an toàn sẽ thiếu cơ sở tin cậy. Đối với DNRR mặc dù vùng hoạt 92 bó LEU đã được nghiên cứu, nhưng việc phân tích chi tiết *độ nhạy* (thông số nào ảnh hưởng mạnh nhất) và *độ bất định* (sai số do số liệu hạt nhân đầu vào) cho riêng các thông số động học (như thời gian sống của neutron, phân số neutron trễ hữu hiệu β_{eff}) thường ít được thực hiện đầy đủ hơn so với thông số tối hạn.

Luận án của NCS tập trung vào nghiên cứu các vấn đề trên. Giải quyết những vấn đề trên một cách thành công là một công việc vừa mang ý nghĩa khoa học và thực tiễn. Ý nghĩa khoa học nằm ở chỗ làm sáng tỏ cơ chế vật lý tức là xác định được sự đóng góp của từng loại đồng vị như U-235, U-238, H-1, Al,...

và từng loại phản ứng (bắt giữ, tán xạ, phân hạch) đối với sai số của các thông số đặc trưng vùng hoạt; Đồng thời phát triển phương pháp luận trong xây dựng quy trình tính toán độ nhạy S và bất định U (Sensitivity and Uncertainty analysis) phức tạp cho lò phản ứng có cấu trúc đặc thù như lò Đà Lạt (lò kiểu bể bơi, sử dụng chất chậm thể và phản xạ là nước nhẹ và graphite). Về ý nghĩa thực tiễn giúp các kỹ sư tối ưu hóa vận hành lò, quyết định chính xác trong việc nạp nhiên liệu hoặc thay đổi cấu hình vùng hoạt. Đồng thời hỗ trợ công tác thẩm định an toàn và góp phần đào tạo nguồn nhân lực chất lượng cao.

Tóm lại: Có thể nói luận án của NCS có tính thời sự, tính cấp thiết, ý nghĩa khoa học và thực tiễn.

2. Đề tài và nội dung của luận án có trùng lặp với các công trình của tác giả khác đã công bố hay không?:

Mục tiêu của đề tài là tập trung phân tích độ nhạy và độ bất định của số liệu hạt nhân đối với các thông số động học và tới hạn cho cấu hình vùng hoạt gồm 92 bó nhiên liệu uranium độ giàu thấp (LEU) chưa được công bố bằng phương pháp Monte Carlo sử dụng chương trình MCNP6 kết hợp với các thư viện số liệu hạt nhân khác nhau, bao gồm ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2.

Đề tài và nội dung của luận án không trùng lặp với các công trình của tác giả khác đã công bố trước đây.

3. Sự phù hợp giữa đề tài và nội dung, giữa nội dung và chuyên ngành:

Đề tài luận án Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt đi vào bản chất của các vấn đề thuộc vật lý hạt nhân như Neutronics, các quá trình làm chậm, vận chuyển neutron, các quá trình phân hạch và phân rã các đồng vị... Vì vậy có sự phù hợp giữa đề tài và nội dung, giữa nội dung và chuyên ngành

4. Độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp nghiên cứu:

Về phương pháp nghiên cứu: Chương trình MCNP6 sử dụng phương pháp Monte Carlo có khả năng mô phỏng sự vận chuyển của 37 loại hạt khác nhau với năng lượng liên tục, do đó nó được ứng dụng rộng rãi trong các bài toán phân tích tới hạn, thiết kế che chắn bức xạ, mô hình detector, và tính toán vật lý lò phản ứng. Chương trình MCNP6 được phát triển từ các phiên bản Monte Carlo đầu tiên vào cuối những năm 1970 và đã trở thành công cụ tiêu chuẩn toàn cầu trong lĩnh vực tính toán lò phản ứng. Mô hình DNRN được xây dựng chi tiết bằng MCNP6, phản ánh đầy đủ hình học và vật liệu của các thành phần chính. Bên cạnh đó NCS đã sử dụng các thư viện số liệu hạt nhân có chất lượng cao và phổ biến trong nghiên cứu bao gồm ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và

CENDL-3.2, lần lượt được phát triển bởi Hoa Kỳ, OECD/NEA châu Âu, Nhật Bản và Trung Quốc để thực hiện các tính toán của mình.

Có thể nói phương pháp nghiên cứu có độ tin cậy và tính hiện đại.

5. Các kết quả mới của luận án; Độ tin cậy của các kết quả đó:

Các kết quả mới trong luận án bao gồm:

- Cho thấy sự phù hợp với thực nghiệm: Kết quả tính toán bằng mã MCNP6.3 cho 30 điều kiện tới hạn khác nhau của lò Đà Lạt (DNRR) có sự phù hợp rất tốt với số liệu đo đạc thực tế, với sai lệch hệ số nhân hiệu dụng k_{eff} nhỏ hơn 354 pcm.

- Cho thấy sự đồng nhất giữa các thư viện: Sai lệch kết quả k_{eff} giữa các thư viện số liệu hạt nhân khác nhau nằm trong khoảng 172 pcm.

- Đã phân tích cụ thể được độ nhạy của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff} theo các đồng vị và phản ứng chính và phân loại thành đóng góp dương và âm, chỉ ra những đồng vị và phản ứng có đóng góp lớn. Cụ thể là H-1: Phản ứng bắt giữ (capture) và tán xạ đàn hồi (elastic scattering); U-235: Phản ứng phân hạch (fission); Các đồng vị khác: Al-27 và Be-9 cũng là những thành phần quan trọng cần lưu ý.

- Đã phân tích cụ thể được độ bất định của hệ số nhân hiệu dụng k_{eff} gây ra từ số liệu của các thư viện số liệu hạt nhân mới nhất: ENDF/B-VIII.0: 415.7 pcm, JENDL-5: 363.0 pcm, JEFF-3.3: 588.0 pcm. Độ bất định k_{eff} bị chi phối mạnh bởi bắt và tán xạ đàn hồi của H-1, cũng như bắt và phân hạch của U-235; tiếp theo là các đóng góp đáng kể của Al-27, Be-9, C-nat và U-238.

- Đã phân tích cụ thể được độ nhạy của tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff} , các kết quả tính toán cho thấy ở độ nhạy dương có sự đóng góp đáng kể của phản ứng phân hạch với neutron trễ (98,13 pcm) và tán xạ không đàn hồi của nước nhẹ (29,64 pcm). Nó cho thấy việc kiểm soát lò phản ứng hạt nhân thực chất là sự phối hợp giữa nguồn neutron trễ (U-235) và môi trường điều hòa neutron (Nước nhẹ). Còn đối với độ nhạy âm các tính toán cho thấy U-235 (Prompt neutron -98,21 pcm) là đối trọng lớn nhất của U-235 (Delayed neutron). Độ nhạy âm cực lớn này cho thấy β_{eff} cực kỳ nhạy cảm với bất kỳ sự thay đổi nào của dữ liệu neutron tức thời từ U-235.

- Đã phân tích cụ thể được bất định tương đối tỷ số neutron trễ hiệu dụng β_{eff} , các kết quả cho thấy tổng độ bất định của β_{eff} theo thư viện ENDF/B-VIII.0 lên tới 1312,2 pcm. Nó cho thấy rằng dù chúng ta có những mã mô phỏng siêu máy tính, nhưng do dữ liệu đầu vào (tiết diện hiệu dụng, neutron chậm...) vẫn còn sai số thực nghiệm, nên kết quả β_{eff} cuối cùng có thể lệch khoảng hơn 1,3%. Trong đó Al-27 elastic (811,2 pcm) và Be-9 elastic (755,8 pcm) là lớn nhất. Đồng thời Hydro (H-1 elastic) và từ các phản ứng hấp thụ (B-10 n, γ) cũng là một nguồn

bất định quan trọng. Còn Uranium (U-235, U-238) đóng góp bất định thấp hơn dự kiến.

- Đã phân tích đánh giá được sự ảnh hưởng lên các thông số động học β_{eff} (pcm), $\Lambda(\mu s)$ và $l_p(\mu s)$ của các thông số vận hành như mức cháy nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0, vị trí thanh điều khiển sử dụng ENDF/BVIII.0, nhiệt độ nhiên liệu sử dụng ENDF/B-VIII.0, cháy nhiên liệu sử dụng JENDL-5.

Độ tin cậy của các kết quả còn được khẳng qua việc công bố trên các tạp chí quốc tế có uy tín.

6. Giá trị khoa học của các công trình khoa học của tác giả đã công bố liên quan đến luận án:

Giá trị khoa học của các công trình khoa học của tác giả đã công bố liên quan đến luận án là góp phần khẳng định:

- Các thư viện ENDF/B-VIII.0 và JENDL-5 là những thư viện đáng tin cậy nhất, nên được ưu tiên sử dụng cho các phân tích vật lý vùng hoạt và đánh giá an toàn cho lò Đà Lạt cũng như các lò phản ứng tương tự trong tương lai.

- Cung cấp cơ sở khoa học hiện đại và chính xác hơn cho việc vận hành an toàn lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt với nhiên liệu LEU

- Các kết quả cũng khuyến cáo rằng cần tiếp tục cải thiện việc đánh giá thiết diện phản ứng cho H-1, U-235, Al-27 và Be-9 để nâng cao hơn nữa độ tin cậy của các tính toán mô phỏng.

- Các kết quả nghiên cứu của luận án có tiềm năng hỗ trợ cập nhật SAR của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Các kết quả nghiên cứu của NCS đã được công bố trên các tạp chí quốc tế có uy tín như sau:

1. Duc-Tu Dau, Nhi-Dien Nguyen, Ton-Nghiem Huynh, Quang-Huy Pham, Kien-Cuong Nguyen, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T.T. Phan, Huu-Tiep Nguyen, Thanh-Mai Vu, and Hoai-Nam Tran, "*Criticality and sensitivity/uncertainty analysis of the DNRR with LEU fuel using MCNP6.3 and the latest data libraries*", Nuclear Engineering and Design 442, (2025), 114182. [SCIE, Q1].

2. Duc-Tu Dau, Nhi-Dien Nguyen, Kien-Cuong Nguyen, Quang-Huy Pham, Thoi-Nam Chu, Van-Khanh Hoang, Giang T. T. Phan, and Hoai-Nam Tran, "*Kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel using MCNP6 and JENDL-5 library*", Nuclear Technology and Radiation Protection 40, (2025), 1-9. [SCIE, Q3].

3. Duc-Tu Dau, Nhi-Dien Nguyen, Huu-Tiep Nguyen, Thoi-Nam Chu, and Hoai-Nam Tran, "*Sensitivity of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel*", Journal of Physics: Conference Series 3040, (2025), 012020. [SCOPUS].

7. Câu hỏi và ý kiến góp ý để NCS hoàn thiện luận án (nếu có):

- Câu hỏi: Tác giả có nhận xét gì về các số liệu hạt nhân của các Trung tâm giữ liệu hạt nhân mà mình sử dụng trong phân tích thông số động học và tới hạn, ví dụ về sự chênh lệch giữa các giá trị và sai số của các số liệu. Làm thế nào để cho rằng số liệu này là tốt hơn số liệu kia đối với từng đồng vị.

- Câu hỏi: Trong Hình 3.1: Kết quả k_{eff} của 30 cấu hình tới hạn sử dụng bốn thư viện dữ liệu hạt nhân so sánh với thực nghiệm. Câu hỏi là giá trị k_{eff} thực nghiệm ở đây được xác định cho 30 cấu hình hay ta hiểu là đã là cấu hình tới hạn thì k_{eff} thực nghiệm hiển nhiên là bằng 1. Tóm lại cần giải thích rõ “experimental keff” được suy ra như thế nào.

- Câu hỏi: Ta biết rằng thời gian sinh neutron tức thời (*prompt neutron generation time*) Λ là thời gian trung bình từ lúc một neutron sinh ra, đến khi neutron thế hệ kế tiếp xuất hiện do phân hạch. Còn thời gian sống của neutron (Neutron lifetime ι) là thời gian neutron tồn tại trước khi bị hấp thụ, hoặc rò rỉ. Hãy giải thích tại sao khi tính toán từ các nguồn dữ liệu bằng hai phương pháp trọng số liên hợp và phương pháp hấp thụ các đại lượng này gần như bằng nhau.

- Câu hỏi: Theo NCS thì các kết quả của luận án có thể đưa trực tiếp vào Báo cáo phân tích an toàn SAR của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt được không?

- Góp ý: Hình 2.1: Mặt cắt đứng của mô hình DNRR bằng MCNP6 và Hình 2.2: Mặt cắt ngang của mô hình DNRR bằng MCNP6. Hệ thống điều khiển và bảo vệ của DNRR gồm bảy thanh điều khiển (ĐK) bố trí đối xứng: hai thanh an toàn (SR), bốn thanh bù trừ (ShR) và một thanh tự động (AR). Sẽ là tốt hơn nếu NCS vẽ 1 sơ đồ vị trí các thanh điều khiển ĐK, thanh an toàn (SR), thanh bù trừ (ShR) và thanh tự động (AR) tương ứng với một trong 30 cấu hình trong Bảng 3.1 của trạng thái tới hạn bằng thực nghiệm theo mặt cắt ngang để minh họa giúp người đọc có thể hình dung tốt hơn.

Nhận xét chung về ưu và nhược điểm

Đây là một đề tài luận án Tiến sĩ có ý nghĩa khoa học và thực tiễn cao. Việc phân tích độ nhạy (Sensitivity - S) và độ bất định (Uncertainty - U) đối với lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (DNRR) – đặc biệt là cấu hình vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp (LEU) – là rất cần thiết để chuẩn hóa số liệu, tối ưu hóa vận hành an toàn và đóng góp vào kho dữ liệu hạt nhân quốc tế.

a/ Điểm mạnh:

. Tính logic cao và sự hợp lý của cấu trúc: Bố cục đi đúng lộ trình chuẩn của một nghiên cứu lò phản ứng: Tổng quan → Phương pháp/Mô hình → Tính toán tới hạn k_{eff} → Tính toán động học β_{eff} , Λ và l_p .

. Tính cập nhật số liệu: NCS đã sử dụng các thư viện số liệu hạt nhân mới nhất hiện nay như ENDF/B-VIII.0 và JENDL-5. Điều này làm tăng giá trị thời sự của luận án.

. Bao quát tốt các yếu tố vận hành: Nội dung đã khảo sát sự phụ thuộc của thông số động học vào đầy đủ các biến số quan trọng: độ cháy (burnup), vị trí thanh điều khiển (CR) và hiệu ứng nhiệt độ.

b/ Nhược điểm:

. Thiếu phân tích S/U cho các thông số động học khác: NCS đã phân tích S/U cho k_{eff} và β_{eff} nhưng dường như đang bỏ trống phần phân tích S/U cho thời gian thế hệ neutron Λ hoặc thời gian sống của neutron tức thời l_p .

. Chưa đánh giá sâu hơn về "Độ cháy" (Burnup) liên quan đến S/U, cụ thể khi nhiên liệu bị cháy, các actinide mới như Pu239, Pu241 và các sản phẩm phân hạch độc chiếm neutron như Xe135, Sm149 sẽ xuất hiện.

. Cần làm rõ Độ bất định của k_{eff} và β_{eff} ở đầu chu kỳ BOC khi vùng hoạt sạch và cuối chu kỳ EOC khi vùng hoạt có độ cháy cao thay đổi như thế nào? Xu hướng bất định tăng lên hay giảm đi khi các đồng vị Plutonium tích lũy? Đây sẽ là một đóng góp rất giá trị.

8. Ý kiến kết luận:

(Bản dự thảo luận án có đáp ứng yêu cầu của một luận án tiến sĩ hay không? Có đề nghị cho NCS bảo vệ cấp Cơ sở/ Viện hay không?)

Bản dự thảo luận án đáp ứng những yêu cầu cơ bản của một luận án tiến sĩ. Đề nghị cho NCS bảo vệ cấp Viện.

Hà Nội, ngày 18 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

(Ký và ghi rõ họ tên)



Trần Đức Thiệp

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM

Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT PHẢN BIỆN LUẬN ÁN TIẾN SĨ

Tên đề tài: **Nghiên cứu độ nhảy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt**

Chuyên ngành: **Vật lý Nguyên tử và Hạt nhân** Mã số: **9.44.01.06**

Người nhận xét (*học hàm, học vị, họ và tên*): **PGS.TS. Nguyễn Văn Thái**

Cơ quan công tác: **Khoa Vật lý Kỹ thuật, ĐH Bách khoa Hà nội**

Điện thoại liên hệ: 0967405962

Email: thai.nguyenvan@hust.edu.vn

NỘI DUNG NHẬN XÉT

1. Nhận xét chung

Luận án trình bày kết quả nghiên cứu đánh giá độ nhảy, độ bất định của các thông số đặc trưng động học như tỷ số neutron trễ hiệu dụng (β_{eff}), thời gian thế hệ neutron (Λ), thời gian sống neutron tức thời (l_p) và thông số tới hạn như hệ số nhân hiệu dụng (k_{eff}) cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt được tính toán bởi chương trình Monte Carlo (MCNP6) sử dụng số liệu hạt nhân trong 04 thư viện ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2. Luận án tập trung vào phân tích các kết quả tính toán mô phỏng Monte Carlo sử dụng 04 thư viện dữ liệu hạt nhân tuy đều tuân theo định dạng chuẩn ENDF nhưng khác biệt nhau về phạm vi năng lượng, số lượng đồng vị và phương pháp đánh giá nhằm đánh giá độ tin cậy của kết quả tính toán.

Luận án không có sự trùng lặp so với các công trình, luận văn, luận án đã công bố ở trong và ngoài nước; luận án thể hiện tính trung thực, rõ ràng và đầy đủ trong trích dẫn tài liệu; luận án thể hiện rõ sự phù hợp giữa tên đề tài và nội dung, giữa nội dung với chuyên ngành và mã chuyên ngành. Luận án được trình bày bằng tiếng Anh, có bố cục tương đối *rõ ràng*.

2. Kết quả nghiên cứu mới và ý nghĩa khoa học của luận án

Luận án có ý nghĩa khoa học nhất định trong lĩnh vực tính toán mô phỏng động học lò phản ứng sử dụng chương trình Monte Carlo nhằm khảo sát các thông số đặc trưng và tới hạn, đồng thời đánh giá độ nhảy và mức độ lan truyền độ bất định theo các tham số, đặc biệt là sự thay đổi về dữ liệu hạt nhân của các nguyên tố trong thư viện.

Nghiên cứu sinh đã trình bày kết quả nghiên cứu khá chi tiết, cụ thể đánh giá độ nhạy và độ bất định dữ liệu hạt nhân (độ bất định về dữ liệu được hiểu là sự khác nhau về giá trị các tham số của các nguyên tố trong thư viện), có đóng góp nhất định trong việc chỉ ra một số ảnh hưởng của các tham số đến các thông số tính toán như thông số động học và tới hạn của lò phản ứng, ví dụ như độ nhạy đáng chú ý của k_{eff} đối với một số phản ứng bắt nơ tron của H-1, U-235, hay việc rút thanh điều khiển làm giảm giá trị động học trong khi sự thay đổi về nhiệt độ không ảnh hưởng đến các giá trị này.

3. Các công trình công bố

Các kết quả chính của luận án được NCS công bố 03 bài báo trên tạp chí Quốc tế có uy tín với đóng góp là tác giả chính: trong đó 01 bài trên tạp chí Nuclear Engineering and Design (Q1), IF = 2.1, 01 bài trên tạp chí Nuclear Technology and Radiation Protection (Q3), IF = 0.752, 01 bài trên tạp chí Journal of Physics: Conference Series (SCOPUS).

4. Kết luận: Luận án đáp ứng các yêu cầu đối với một luận án tiến sĩ theo Quy chế tuyển sinh và đào tạo trình độ tiến sĩ hiện hành; bản tóm tắt luận án phản ánh trung thành nội dung cơ bản của luận án; Tôi đồng ý luận án có thể đưa ra bảo vệ ở cấp Viện.

Hà Nội., ngày 20 tháng 05 năm 2026

Xác nhận của cơ quan công tác (nếu có)

(Ký tên và đóng dấu)

Người nhận xét

(Ký và ghi rõ họ tên)



PGS.TS. Nguyễn Văn Thái

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM

Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT PHẢN BIỆN LUẬN ÁN TIẾN SĨ

Tên đề tài: Study on sensitivity and uncertainty of nuclear data in kinetic parameters and criticality analyses for a core configuration with 92 low enriched fuel bundles of the Dalat nuclear research reactor.

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Người nhận xét (học hàm, học vị, họ và tên): PGS. TS. Nguyễn Ngọc Anh

Cơ quan công tác: Đại học Phenikaa

Điện thoại liên hệ: 0982016890 Email: anh.nguyenngoc1@phenikaa-uni.edu.vn

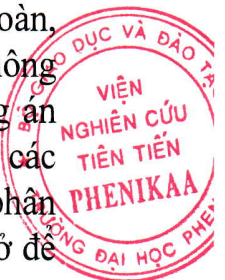
NỘI DUNG NHẬN XÉT

Việc liên tục đánh giá sâu sắc vùng lõi đang hoạt động với cấu hình 92 bó nhiên liệu LEU bằng các mã tính toán hiện đại và hệ thống thư viện dữ liệu hạt nhân cập nhật nhất là nhiệm vụ cốt lõi để đảm bảo vận hành lò Đà Lạt an toàn, hiệu quả. Do đó, hướng nghiên cứu phân tích độ nhạy/độ bất định và các thông số động học lò có tính cấp thiết và thời sự. Luận án trình bày một phương án triển khai phân tích S/U (độ nhạy/độ bất định) bằng MCNP6, từ đó tính toán các thông số động học lò chi tiết. Các thông tin này rất hữu ích cho các báo cáo phân tích an toàn của lò Đà Lạt. Không chỉ vậy, các kết quả thu được còn là cơ sở để làm khuyến cáo cho các nhà phát triển thư viện hạt nhân thế giới.

Luận án không trùng lặp so với các nghiên cứu trước đây. Cụ thể luận án khảo sát cấu hình LEU hiện tại với mã MCNP phiên bản 6.3 và sử dụng các phiên bản mới nhất của cả bốn thư viện hạt nhân. Các nội dung được trích dẫn đầy đủ, các công cụ sử dụng để nghiên cứu (MCNP và các phương pháp đánh giá) đều kinh điển và được sử dụng rộng rãi, do đó có độ tin cậy cao.

Các kết quả chính của luận án bao gồm:

- Xác định 30 cấu hình tới hạn thực nghiệm của lò Đà Lạt, và tính toán mô phỏng MCNP cho 30 cấu hình này sử dụng 4 thư viện dữ liệu hạt nhân khác nhau. Chênh lệch giữa mô phỏng và thực nghiệm không vượt quá 354 pcm.
- Đã tính toán độ bất định của keff gây bởi sai số của số liệu hạt nhân cho các thư viện có dữ liệu hiệp phương sai (riêng CENDL-3.2 không xác định được do không có dữ liệu hiệp phương sai)



- Đã tiến hành xác định độ nhạy của kết quả với các dữ liệu tiết diện hạt nhân 44 nhóm. Phân loại được các dữ liệu đóng góp lớn nhất vào độ nhạy là H-1, U-235, Al-27, Be-9, C-nat.
- Tính toán các tham số động học lò: tỷ lệ neutron trễ hiệu dụng, thời gian sinh neutron, thời gian sống của neutron. Các phân tích tương quan được thực hiện.

Kết quả của luận án được đăng tải trên các tạp chí quốc tế và trong nước uy tín, đặc biệt là công trình đăng trên tạp chí Nuclear Engineering and Design.

Luận án được xây dựng với cấu trúc chặt chẽ, mạch lạc. Hình thức trình bày đẹp, trực quan, chi tiết nhưng không bị rối.

Luận án có thể tiếp tục được cải thiện hơn nữa:

- Tác giả cần cải thiện phần đặt vấn đề để nêu bật được lý do vì sao cần tiến hành nghiên cứu này. Hiện tại, luận án mới chỉ dừng lại ở mức mô tả đây như một ứng dụng thực nghiệm (engineering case study) của phương pháp S/U lên lò DNRR. Tác giả cần chỉ rõ: Cấu hình 92 bó LEU của lò DNRR có đặc thù gì về mặt hình học, hiệu ứng phản xạ dòng, hay phổ nơ-tron dị biệt khiến các công cụ tính toán thông thường trước đây chưa thể đánh giá chính xác độ bất định nếu không có phân tích S/U chuyên sâu này?

- Cần chỉnh sửa triệt để phần Introduction của từng chương. Hãy loại bỏ những đoạn văn mang tính lặp lại ý của phần Preface. Phần giới thiệu đầu chương chỉ nên viết ngắn gọn (khoảng 1-2 đoạn), tập trung thẳng vào mục tiêu, logic kết nối với chương trước và vai trò cụ thể của các bước tính toán trong riêng chương đó.

- Rà soát các lỗi chính tả (ví dụ: beta_eff khi thì viết nghiêng khi thì không), lỗi trình bày bảng biểu chưa đẹp (ví dụ Bảng 3.9)

Câu hỏi cho NCS:

1/ Độ chính xác của các thư viện được đánh giá dựa trên k_{exp} , giả sử k_{exp} có một sai số hệ thống thì các kết luận có còn được giữ nguyên? Có giải pháp gì để đánh giá/ước tính ảnh hưởng của nguồn sai số hệ thống này không?

2/ Trong phần kết luận của luận án, dựa trên kết quả phân tích độ nhạy và độ bất định, NCS có đưa ra khuyến nghị về việc cần tiếp tục cải tiến và chuẩn hóa lại dữ liệu tiết diện phản ứng của các đồng vị như H-1 và U-235 (đặc biệt là các phản ứng bắt giữ nơ-tron của H-1 và phân hạch của U-235). Tuy nhiên, trên thực tế, các hệ thư viện dữ liệu hạt nhân lớn trên thế giới (như ENDF/B, JENDL, JEFF) đều được xây dựng dựa trên một quy trình đánh giá cực kỳ nghiêm ngặt và đồng vị H-1 và U-235 là những hạt nhân tiêu chuẩn đã được cộng đồng quốc tế nghiên cứu sâu sắc, kiểm chứng qua hàng ngàn phép đo thực nghiệm kinh điển. NCS hãy cho biết, việc đưa ra một khuyến nghị mang tầm vóc vĩ mô như vậy dựa trên duy

nhất một nghiên cứu ứng dụng cục bộ cho một cấu hình lò phản ứng nghiên cứu cụ thể (DNRR) có thực sự thuyết phục và hợp lý về mặt phương pháp luận hay không? Bản chất của việc hệ số k_{eff} sai lệch nhiều với thực nghiệm là do thư viện sai hay do các yếu tố khác (ví dụ sai số hệ thống ở câu hỏi 1, hay sự khác biệt về phân nhóm mặc định của các thư viện (có những hệ thống phân nhóm sẽ cho độ chính xác cao hơn), hay sự tương thích của việc chuyển đổi phân nhóm mặc định về 44 nhóm).

3/ Theo đánh giá của phản biện, các nhận định về thư viện phù hợp, dữ liệu, chỉ mang tính chất địa phương (trên lò Đà Lạt). Các thư viện được thiết kế dựa trên nhiều bài toán Benchmark khác nhau do đó có thể một thư viện mô tả tổng quát tốt nhất lại không phải thư viện mô tả một trường hợp cụ thể tốt nhất. Nói cách khác, sự tốt hay không tốt ở đây mang tính ngẫu nhiên, không phản ánh chất lượng đánh giá số liệu của thư viện. Giá trị lớn nhất của luận án là đã thiết lập được quy trình phân tích S/U cho một trường hợp cụ thể. NCS đã có kế hoạch/hoặc đã biên soạn quy trình này để có thể áp dụng cho các trường hợp khác chưa ví dụ (CNEST). Nghiên cứu sinh nên đưa thành một phụ lục, trong đó nêu rõ từng bước, công cụ sử dụng, lưu ý, để “người đi sau” dễ dàng áp dụng.

Luận án tiến sĩ của NCS. Đậu Đức Từ là một công trình nghiên cứu có khối lượng công việc lớn, nghiêm túc và có giá trị thực tiễn đối với an toàn lò phản ứng Đà Lạt. Luận án đáp ứng các yêu cầu cơ bản đối với một luận án tiến sĩ theo Quy chế tuyển sinh và đào tạo trình độ tiến sĩ hiện hành và có thể đưa ra bảo vệ cấp Viện.

Hà Nội, ngày 15 tháng 5 năm 2026

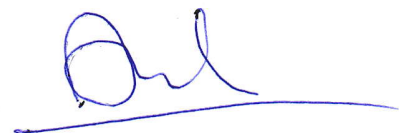
Xác nhận của cơ quan công tác (nếu có)

(Ký tên và đóng dấu)

 GS. TS. Phùng Văn Đồng

Người nhận xét

(Ký và ghi rõ họ tên)



PGS. TS. Nguyễn Ngọc Anh



HƯỚNG DẪN VIẾT NHẬN XÉT PHẢN BIỆN LUẬN ÁN

(Dành cho các Phản biện của Hội đồng bảo vệ luận án ở cấp cơ sở/ Viện)

Kính gửi:

.....

Viện trưởng Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam ra Quyết định số về việc thành lập Hội đồng chấm luận án tiến sĩ cấp cơ sở/ Viện cho nghiên cứu sinh

Để thực hiện Quyết định trên, Viện kính đề nghị đọc và viết nhận xét phản biện luận án theo những gợi ý trong mẫu dưới đây:

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM

Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT PHẢN BIỆN LUẬN ÁN TIẾN SĨ

Tên đề tài: **Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và thời hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt**

Chuyên ngành: **Vật lý nguyên tử và Hạt nhân** Mã số: **9.44.01.06**

Nghiên cứu sinh: **Đậu Đức Từ**

Người nhận xét (học hàm, học vị, họ và tên): **TS. Hồ Hải Quân**

Cơ quan công tác: **Viện Nghiên cứu Công nghệ Công nghiệp Chiến lược Viettel**

Điện thoại liên hệ: **0869190985** Email: **quanh9@viettel.com.vn**

NỘI DUNG NHẬN XÉT

(Nhận xét của phản biện không cần nêu lại kết cấu và nội dung các chương của luận án, không trình bày theo thứ tự chương mục của luận án mà cần trình bày theo các vấn đề hay kết quả mới mà luận án đạt được theo các điểm sau:

- *Tính cấp thiết, thời sự, ý nghĩa khoa học và thực tiễn của đề tài luận án.*

+ Lò phản ứng nghiên cứu Đà Lạt nằm trong chuỗi các lò nghiên cứu hạt nhân trên thế giới. Nhiệm vụ của các lò phản ứng này không chỉ cho nghiên cứu cơ bản, ứng dụng bức xạ trong y tế, công nghiệp mà còn đóng vai trò quan trọng trong việc kiểm định, xác nhận tính đúng đắn của các thư viện số liệu hạt nhân.

+ Việc sử dụng các thư viện hạt nhân mới để tính toán các tham số động học lò phản ứng có thể tăng độ an toàn vận hành của lò Đà Lạt nếu các số liệu động học lò này được cập nhật.

+ Tính đúng đắn của luận văn sẽ làm cơ sở tham chiếu để tính toán các tham số vật lý lò của các lò phản ứng khác, trong đó có lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu dự kiến được xây dựng tại Đồng Nai.

- *Sự không trùng lặp của đề tài nghiên cứu so với các công trình, luận văn, luận án đã công bố ở trong và ngoài nước; tính trung thực, rõ ràng và đầy đủ trong trích dẫn tài liệu tham khảo.*

+ Luận án được trình bày rõ ràng, trung thực, không trùng lặp với các công trình, luận văn, hay luận án đã được công bố trong và ngoài nước.

- *Sự phù hợp giữa tên đề tài với nội dung, giữa nội dung với chuyên ngành và mã số chuyên ngành.*

+ Nội dung và tiêu đề của luận án phù hợp với chuyên ngành và mã số chuyên ngành của nghiên cứu sinh

- *Độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp đã sử dụng để nghiên cứu.*

+ Luận án sử dụng chương trình MCNP là code Monte-Carlo được sử dụng rộng rãi trong thiết kế, mô phỏng, và tính toán lò phản ứng hạt nhân. Ngoài ra, luận án cũng sử dụng các thư viện như JENDL, ENDF, JEFF, CENDL là các thư viện tiết diện phản ứng tin cậy, được hầu hết các PTN trên thế giới sử dụng.

- *Kết quả nghiên cứu mới của tác giả; đóng góp mới cho sự phát triển khoa học chuyên ngành; đóng góp mới phục vụ cho sản xuất, kinh tế, quốc phòng, xã hội và đời sống. Ý nghĩa khoa học, giá trị và độ tin cậy của những kết quả đó.*

+ Luận án đã tính toán độ nhạy và độ bất định của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Những tính toán này góp phần xác nhận tính đúng đắn của các chương trình mô phỏng như MCNP cũng như các thư viện tiết diện hạt nhân ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5, CENDL-3.2.

Đây là một trong những nhiệm vụ rất quan trọng của lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu nói chung và lò Đà Lạt nói riêng, bên cạnh các nhiệm vụ khác như nghiên cứu cơ bản hay sản xuất đồng vị phóng xạ. Ngoài ra các kết quả tính toán động học lò phản ứng sử dụng các thư viện mới này có thể được sử dụng để cập nhập tham số điều khiển, giám sát cho lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

- *Ưu điểm về nội dung, kết cấu và hình thức của luận án.*

+ Luận văn trình bày rõ ràng, logic. Hình ảnh, bảng biểu minh họa rõ ràng.

- *Những góp ý về luận án NCS cần lưu ý, chỉnh sửa trong luận án:*

+ Fig.3.7, 3.10. Đơn vị của độ phản ứng là $\% \Delta k/k$.

+ Trang 103: Bỏ câu “The findings highlight the crucial need to improve elastic-scattering and fission data for key isotopes”. Để kết luận phải cải thiện số liệu phản ứng của thư viện hạt nhân phải đến từ nhiều nhóm nghiên cứu, nhiều tính toán từ các lò phản ứng khác nhau khi có kết quả tương đồng. Không thể chỉ dựa vào kết quả tính toán ở lò Đà Lạt để kết luận các thư viện trong luận án cần cải thiện số liệu phản ứng được.

+ Trang 107: bỏ dramatically trong câu “The β eff decreases dramatically from 750 pcm at the BOC to 704 pcm at the EOC”

+ Mục 2 (từ trang 107). New contributions: Chỉnh sửa lại các kết luận sau:

(2) Kết quả tính toán cho thấy 3 thư viện ENDF, JEFF, và CENDL cùng xu hướng với nhau và khác với JENDL-5. Nhưng tác giả lại khuyến nghị sử dụng JENDL-5 để tính toán. Đề nghị tác giả đánh giá lại nhận định này.

(3) Phản ứng phân hạch hoặc tán xạ làm chậm neutron sẽ làm tăng k-eff. Ngược lại, phản ứng bắt neutron (không phải fission) sẽ làm giảm k-eff. Đây là lý thuyết cơ bản của vật lý lò, không thể kết luận là finding của luận án. Đề nghị tác giả đánh giá lại.

(5) Tác giả sẽ sử dụng những findings trong nhận định này trong lò Đà Lạt như thế nào?

(7) “Therefore, improving the cross section evaluations, particularly for Al-27, Be-9, and B-10 is essential to enhance the accuracy and reliability of reactor simulations.” Đánh giá lại nhận định này, không nên đưa ra kết luận này nếu chỉ dựa vào kết quả của luận án.

(7) “These findings confirm that JENDL-5 provides a more reliable basis for analyzing the kinetic parameters of the reactor core”. Kết luận này chỉ đúng cho lò Đà Lạt theo kết quả của luận án. Do đó nên sửa thành “...of the Da Lat reactor”

- Câu hỏi cho NCS (nếu có).

+ Mục 6. Objectives of this Dissertation. Trang 21: Tác giả nói rằng kết quả tính toán β_{eff} , Λ , and l_p đóng góp vào sự an toàn và hiệu quả của lò phản ứng. Nhưng trong nội dung luận án không nói rõ đóng góp như thế nào? Các kết quả tính toán này đã được sử dụng thực tế trong lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt hay chưa? Tác giả có kế hoạch cập nhật các kết quả này trong vận hành thực tế lò Đà Lạt không?

+ Tại sao tác giả chia tiết diện neutron thành 44 nhóm? Cách chia nhóm này dựa vào cơ sở hay tham chiếu nào?

+ Bảng 3.2. Các giá trị k-eff thực nghiệm trong 3 trường hợp tới hạn, dưới tới hạn, và trên tới hạn của lò Đà Lạt là bao nhiêu? Tại sao tác giả không đưa vào?

+ Hình 3.7. Lò phản ứng Đà Lạt có BP trong vùng hoạt không? (ngoại trừ BP trong các thanh điều khiển)

+ Tác giả sử dụng thư viện JENDL-5 trong MCNP6 như thế nào?

- Nội dung luận án đã được công bố trên tạp chí, kỷ yếu hội nghị khoa học nào và giá trị khoa học của các công trình đã công bố.

+ Criticality and sensitivity/uncertainty analysis of the DNRR with LEU fuel using MCNP6.3 and the latest data libraries, Nuclear Engineering and Design, 442 (2025), 114182

+ Kinetic parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel using MCNP6 and JENDL-5 library, Nuclear Technology & Radiation Protection, 2025 Vol 40, No. 1, pp 1-9

+ Sensitivity of kinetic parameters to operation parameters of the Dalat nuclear research reactor with LEU fuel, Journal of Physics: Conference Series 3040 (2025) 012020.

- Kết luận chung cần khẳng định mức độ đáp ứng các yêu cầu đối với một luận án tiến sĩ theo Quy chế tuyển sinh và đào tạo trình độ tiến sĩ hiện hành; bản tóm tắt luận án phản ánh trung thành nội dung cơ bản của luận án hay không; luận án có thể đưa ra bảo vệ ở cấp cơ sở/Viện được hay không?)

+ Nội dung của luận văn và các kết quả công bố của tác giả đã đáp ứng được các yêu cầu đối với luận án tiến sĩ theo Quy chế đào tạo trình độ tiến sĩ hiện hành. Bản tóm tắt luận án phản ánh trung thực nội dung của luận án.

+ Đề xuất luận án đủ điều kiện bảo vệ cấp Viện.

Hà Nội, ngày 22 tháng 05

năm 2026

**Xác nhận của cơ quan công tác (nếu
có)**

(Ký tên và đóng dấu)

Người nhận xét

(Ký và ghi rõ họ tên)


Hồ Hải Quân

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM
Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT LUẬN ÁN TIẾN SĨ

(Dùng cho các thành viên không phải là phản biện của Hội đồng)

Họ và tên nghiên cứu sinh: ĐẬU ĐỨC TỪ

Tên đề tài: Nghiên cứu độ nhảy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Chuyên ngành: Vật lý Nguyên tử và hạt nhân

Mã số: 9.44.01.06

Người nhận xét (Học hàm, học vị, họ tên): TS. Trần Trí Viễn

Cơ quan công tác: Trung tâm Đào tạo hạt nhân

Điện thoại liên hệ: 0865.791.646

Email: trantrivien@gmail.com

Ý KIẾN NHẬN XÉT

1. Tính thời sự, tính cấp thiết, ý nghĩa khoa học và thực tiễn của luận án:

Luận án nghiên cứu về ảnh hưởng của độ nhảy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích các thông số động học và tới hạn của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt cho cấu hình 92 BNL Uranium độ giàu thấp (LEU). Với việc so sánh và đánh giá giữa các thư viện số liệu hạt nhân khác nhau, áp dụng cho nhiều điều kiện tới hạn khác nhau của cấu hình này mang lại giá trị tham khảo lớn cho các nghiên cứu, tính toán mô phỏng về sau này, cũng như cho các công tác phân tích, đánh giá an toàn và quản lý vùng hoạt cho lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt. Ngoài ra, luận án cũng có giá trị tham khảo cho các tính toán thiết kế và nghiên cứu trên lò phản ứng hạt nhân mới trong tương lai. Như vậy, luận án có tính thời sự, tính cấp thiết và ý nghĩa khoa học cao, đặc biệt trong bối cảnh Việt Nam đang đặt ra chiến lược đẩy mạnh phát triển năng lượng hạt nhân, đồng thời đẩy nhanh tiến trình xây dựng trung tâm nghiên cứu hạt nhân mới cùng với tăng cường khai thác ổn định cho lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

2. Đề tài và nội dung của luận án có trùng lặp với các công trình của tác giả khác đã công bố hay không?:

Đề tài và nội dung của luận án không trùng lặp với các công trình nghiên cứu của các tác giả khác đã công bố, và có thể coi là công bố đầu tiên về ảnh hưởng của độ nhảy và độ bất định của các số liệu hạt nhân đến việc phân tích các thông số động học và tới hạn cho cấu hình vùng hoạt 92 bó nhiên liệu LEU của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

3. Sự phù hợp giữa đề tài và nội dung, giữa nội dung và chuyên ngành:

Tên đề tài đã phản ánh rõ các nội dung nghiên cứu của luận án, và nội dung luận án hoàn toàn phù hợp với chuyên ngành đào tạo Vật lý nguyên tử và hạt nhân.

4. Độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp nghiên cứu:

Luận án sử dụng các công cụ tính toán MCNP6, đối chứng bằng Serpent, là các chương trình tính toán hiện đại theo phương pháp Monte Carlo, vốn đã và đang được sử dụng rộng rãi trong nghiên cứu, đánh giá, phân tích an toàn và được chấp nhận bởi các cơ quan pháp quy quốc gia và quốc tế. Điều này đảm bảo cho độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp nghiên cứu sử dụng trong luận án.

5. Các kết quả mới của luận án; Độ tin cậy của các kết quả đó:

Luận án đã công bố các kết quả nghiên cứu và so sánh việc sử dụng các bộ số liệu hạt nhân khác nhau cho việc phân tích độ nhạy và độ bất định đối với hệ số nhân và tỷ số neutron trễ hiệu dụng. Luận án cũng đã chỉ ra một cách định lượng những đóng góp của các phản ứng phân hạch, hấp thụ và tán xạ của các hạt nhân quan trọng cho hệ số nhân và các thông số động học. Điều này mang lại giá trị tham khảo lớn cho việc so sánh và lựa chọn các thư viện số liệu hạt nhân phục vụ cho các phân tích, đánh giá an toàn và các đặc tính động học của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt nói chung, và các nghiên cứu về lò phản ứng nghiên cứu mới hay các nhà máy điện hạt nhân của Việt Nam trong tương lai. Các kết quả này cũng đã được so sánh với các giá trị thực nghiệm cho cấu hình vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt và cũng đã được công bố trên các tạp chí khoa học uy tín. Điều này đảm bảo cho độ tin cậy của các kết quả nghiên cứu của luận án.

6. Giá trị khoa học của các công trình khoa học của tác giả đã công bố liên quan đến luận án:

Nghiên cứu sinh là tác giả chính của 3 công công bố trên các tạp chí uy tín, gồm 01 bài đăng trên tạp chí Nuclear Engineering and Design (Q1), 01 bài đăng trên tạp chí Nuclear Technology and Radiation Protection (Q3), 1 bài đăng trên Journal of Physics: Conference Series thuộc danh mục SCOPUS; và một số công bố trên các tạp chí và hội nghị chuyên ngành khác. Các công bố này đều là sản phẩm nghiên cứu của luận án, đáp ứng đủ yêu cầu của chương trình đào tạo nghiên cứu sinh tại Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam.

7. Câu hỏi và ý kiến góp ý để NCS hoàn thiện luận án (nếu có):

- NCS nên xem xét sửa lại cách trình bày tên luận án tại trang bìa tiếng Việt: các thuật ngữ hay cụm từ liên mạch thì nên ở cùng trên một dòng.

- Introduction trong Chương 1 trình bày không liền mạch, thiếu liên kết giữa các đoạn, tạo cảm giác rằng các vấn đề đưa ra bị bỏ lửng. NCS nên xem xét bổ cục lại hoặc thêm vào các từ, câu hoặc đoạn nối cho mạch văn liên tục.
- Thực tế, lò DNRR đã sử dụng nhiều cấu hình với số lượng bó nhiên liệu trong vùng hoạt khác nhau, nhưng cách mô tả trong luận án như thể “cấu hình của DNRR gồm có 92 BNL”. NCS nên xem xét trình bày rõ ràng hơn, đồng thời đưa thêm những luận giải khoa học cho việc lựa chọn cấu hình này (chẳng hạn do nhiên liệu sạch, số liệu thực nghiệm đầy đủ, hay mang tính đại diện, v.v...) ngoài lý do: *“các nghiên cứu về phân tích độ nhạy và độ bất định của số liệu hạt nhân đối với các thông số động học và tới hạn cho cấu hình vùng hoạt gồm 92 bó nhiên liệu uranium độ giàu thấp vẫn chưa được công bố”* để tăng thêm giá trị của luận án.
- Introduction trong Chương 2 có vẻ như là một lần nữa giới thiệu cho cả luận án (nội dung tương tự như Introduction trong Chương 1, dù chi tiết hơn). Do đây là lời giới thiệu cho một chương cụ thể, do đó mục này nên giới thiệu một cách tổng quát cho các đầu mục sẽ đưa ra sau đó trong Chương 2. NCS xem xét bổ sung thêm các luận giải cho việc lựa chọn phương pháp, lựa chọn các thư viện đưa vào đánh giá, và các công cụ sử dụng, v.v... Từ đó mới có cơ sở để đưa ra các đầu mục còn lại, như MCNP6 Code, Nuclear data libraries, Methods for sensitivity analysis,...
- Mục Conclusions, New Contributions and Future Works nên đặt chỉ mục thành Chapter 4, do mục này cũng là một phần quan trọng trong luận án.
- Font chữ trong các Hình 1.1, 2.1, 3.11 hơi to so với font size mặc định của luận án, trong khi font chữ trong các Hình 2.8, 3.2, 3.3, 3.4, 3.5, 3.6, 3.12, 3.13, 3.14, 3.15, B.1, B.2, B.3, B.4, B.5, B.6, B.7 thì quá nhỏ. Độ phân giải của các Hình 1.2, 2.5 không tốt, chữ bị nhoè.
- Xem xét điều chỉnh scale cho Hình 3.6 để thấy rõ hơn các độ bất định.
- Các đường biểu diễn độ nhạy phụ thuộc năng lượng cho các thư viện khác nhau bị chồng đè lẫn nhau và khó phân biệt trong các Hình 3.2, 3.3, 3.4, 3.5, 3.12, 3.13, 3.14, 3.15. NCS nên xem xét cách trình bày các đường này rõ ràng và dễ phân biệt hơn, bao gồm cả trường hợp các hình này được in đen trắng trên giấy; chẳng hạn thay đổi các đường line và phóng to các hình này lên.
- Có một số bất hợp lý trong Bảng 3.1:
 - + Các trường trạng thái nên được sắp xếp theo một trật tự nhất định, để dễ thấy quy luật. Chẳng hạn, theo sự tăng dần của các thanh Shim Rod, hoặc các thanh AR.

- + Về mặt logic, khi lò đang ở trong trạng thái tới hạn tại một công suất nhất định, và đang ở chế độ điều khiển tự động thì khi rút các thanh ShR ra khỏi vùng hoạt thì thanh AR sẽ tự động được đưa vào vùng hoạt để bù trừ độ phản ứng. Tuy nhiên một số trường hợp trong Bảng 3.1 không theo quy luật trên, có khả năng rằng việc ghi lại vị trí thanh chưa chính xác, yêu cầu NCS kiểm tra, đính chính hoặc lược bỏ bớt các thông tin không chính xác trong bảng này. Ví dụ như các vị trí dưới bảng sau đây:

STT	Case	ShR1	ShR2	ShR3	ShR4	AR
1	1	430	430	430	430	390
2	3	431	431	431	431	430
3	2	420	420	420	420	530
4	12	424	424	424	424	650
5	19	650	650	102	650	650

- So với case 1, thì trong case 3, cả 4 thanh ShR được đưa sâu hơn vào vùng hoạt, nhưng thanh AR vẫn bị hạ xuống (đưa vào vùng hoạt).
 - So sánh giữa case 2 và case 12 cũng vậy.
 - Các case 12 và 19, thanh AR được đưa hoàn toàn vào vùng hoạt, điều này sẽ làm mất chế độ điều khiển tự động cho thanh này. Lưu ý rằng thanh AR chỉ được điều khiển tự động trong một khoảng nhất định nào đó (vị trí từ 200 mm – 450 mm!?).
- Các số liệu thực nghiệm được thực hiện từ năm 2011 bởi Trung tâm Lò phản ứng cho việc đo độ hiệu dụng của các thanh điều khiển cho cấu hình vùng hoạt 92 BNL (như đã nêu ra trong luận án). Do đó, NCS nên đưa thêm vào Acknowledgement cho việc này.

8. Ý kiến kết luận:

(Bản dự thảo luận án có đáp ứng yêu cầu của một luận án tiến sĩ hay không? Có đề nghị cho NCS bảo vệ cấp Cơ sở/ Viện hay không?)

Bản dự thảo luận án đáp ứng yêu cầu của một luận án tiến sĩ. Đề nghị cho nghiên cứu sinh bảo vệ cấp Viện.

Xác nhận của cơ quan công tác (nếu có)
(Ký tên và đóng dấu)

Hà Nội, ngày 18... tháng 5... năm 2026
Người nhận xét
(Ký và ghi rõ họ tên)

Trần Trí Viễn

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM
Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT LUẬN ÁN TIẾN SĨ

(Dùng cho các thành viên không phải là phản biện của Hội đồng)

Họ và tên nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Tên đề tài: Study on sensitivity and uncertainty of nuclear data in kinetic parameters and criticality analyses for a core configuration with 92 low enriched fuel bundles of the Dalat nuclear research reactor

Chuyên ngành: Vật lý hạt nhân và nguyên tử

Mã số: 9.44.01.06

Người nhận xét (*Học hàm, học vị, họ tên*): PGS. TS. Phan Việt Cường

Cơ quan công tác: Viện Năng lượng nguyên tử Việt Nam

Điện thoại liên hệ: 0934363655

Email: pvcuong0406@gmail.com

Ý KIẾN NHẬN XÉT

1. Tính thời sự, tính cấp thiết, ý nghĩa khoa học và thực tiễn của luận án:

- **Tính thời sự và cấp thiết:** Luận án sử dụng các thư viện số liệu hạt nhân tiên tiến và mới nhất như ENDF/B-VIII.0, JEFF-3.3, JENDL-5 và CENDL-3.2 để thực hiện đánh giá. Việc tích hợp phân tích độ nhạy và độ bất định (S/U) vào đánh giá an toàn thực tế của lò phản ứng là một xu hướng rất hiện đại (đáp ứng phương pháp "best estimate plus uncertainty").
- **Ý nghĩa khoa học:** Nghiên cứu cung cấp một hệ thống phương pháp luận chặt chẽ để định lượng cách mà các độ bất định trong dữ liệu đầu vào (đại diện bởi các ma trận hiệp phương sai) lan truyền qua mô hình tính toán và ảnh hưởng đến kết quả như tham số động học và phân tích tới hạn của lò phản ứng nghiên cứu Dalat.
- **Ý nghĩa thực tiễn:** Việc xác định chính xác ảnh hưởng của dữ liệu hạt nhân lên hệ số nhân hiệu dụng k_{eff} và các thông số động học (β_{eff} , Λ , l_p) giúp cải thiện độ tin cậy trong các đánh giá an toàn của lò phản ứng. Điều này hỗ trợ trực tiếp cho việc vận hành an toàn, dự đoán sự thay đổi độ phản ứng và ứng phó sự cố

tại Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt (DNRR). Phương pháp này cũng có thể mở rộng áp dụng cho các lò phản ứng khác.

2. Đề tài và nội dung của luận án có trùng lặp với các công trình của tác giả khác đã công bố hay không?:

Hướng nghiên cứu này lần đầu tiên được thực hiện trên lò phản ứng hạt nhân nghiên cứu, nội dung luận án không trùng lặp với công trình của tác giả khác đã công bố

3. Sự phù hợp giữa đề tài và nội dung, giữa nội dung và chuyên ngành:

- Tên đề tài và nội dung phù hợp
- Nội dung phù hợp với chuyên ngành

4. Độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp nghiên cứu:

- **Phương pháp nghiên cứu:** Tác giả sử dụng mã mô phỏng Monte Carlo (MCNP6), một công cụ mạnh mẽ cho phép mô hình hóa hình học và các tương tác vật lý ba chiều (3D) với độ chính xác rất cao. Để đảm bảo tính khoa học, tác giả tính toán các thông số bằng nhiều phương pháp khác nhau, bao gồm phương pháp trọng số liên hợp (adjoint weighted), phương pháp chèn vật liệu hấp thụ $1/v$ và lý thuyết nhiễu loạn bậc 1. Ngoài ra, kết quả tính toán từ MCNP6 còn được kiểm chứng chéo bằng mã Serpent 2 (trình bày tại Phụ lục A).
- **Nội dung nghiên cứu:** Luận án bao quát một cách chi tiết từ việc xây dựng mô hình lõi lò DNRR cấu hình 92 bó nhiên liệu LEU (loại VVR-M2) đến việc thiết lập hệ thống phương trình lý thuyết cho phân tích S/U. Nội dung tập trung một cách logic vào các biến số hạt nhân quan trọng nhất và đánh giá sai số dưới các kịch bản vận hành thực tế.

Phương pháp nghiên cứu hiện đại và có độ tin cậy

5. Các kết quả mới của luận án; Độ tin cậy của các kết quả đó:

Các kết quả được đưa ra rất có giá trị, đặc biệt là việc đối chiếu giá trị tới hạn tính toán được với các dữ liệu đo đạc thực nghiệm. Việc phân tích kết quả được thực hiện rất bài bản. Tác giả đã chỉ ra được các đồng vị và các kênh phản ứng đóng vai trò chủ đạo gây ra độ bất định cho hệ số tới hạn và thông số động học (như phản ứng tán xạ đàn hồi và bắt neutron của H-1, U-235, Al-27, Be-9, B-10). Hơn nữa, việc đánh giá sự thay đổi của thông số động học theo độ cháy của

nhiên liệu (burnup), nhiệt độ nhiên liệu và vị trí thanh điều khiển cho thấy một sự phân tích sâu sắc về các điều kiện thay đổi phản ứng bên trong vùng hoạt.

6. Giá trị khoa học của các công trình khoa học của tác giả đã công bố liên quan đến luận án:

Kết quả luận án được công bố trên 03 tạp chí quốc tế chuyên ngành có uy tín và có giá trị khoa học

7. Câu hỏi và ý kiến góp ý để NCS hoàn thiện luận án (nếu có):

Bố cục tổng thể của luận án khá rõ ràng với 3 chương chính: Tổng quan (Chương 1), Phương pháp và Mô hình hóa (Chương 2), Kết quả và Thảo luận (Chương 3). Tuy nhiên, cấu trúc này hiện đang tồn tại sự lặp lại nội dung khá rõ ràng giữa Chương 1 và Chương 2.

- Lò phản ứng DNRR được mô tả tổng quan tại Mục 5 của Chương 1, nhưng lại tiếp tục được trình bày chi tiết lại ở Mục 2.2 của Chương 2 (với các thông tin lặp lại về cấu hình vùng hoạt, bó nhiên liệu VVR-M2 LEU và các thanh điều khiển).
- Tương tự, lý thuyết về phân tích độ nhạy và độ bất định (S/U) đã được giới thiệu tại Mục 4 của Chương 1, sau đó lại được xây dựng và giải thích lại ở Mục 2.5 của Chương 2. Sự phân bố này làm giảm tính súc tích của luận án.

- **Sự phụ thuộc vào các giả định đơn giản hóa (homogenization):** Dù MCNP6 có khả năng mô phỏng chi tiết, tác giả đã sử dụng kỹ thuật đồng nhất hóa (homogenization) cho các khu vực trên đỉnh và đáy của bó nhiên liệu, các thanh beryllium và các kênh chiếu xạ. Dù tác giả lập luận rằng sự khác biệt về k_{eff} là rất nhỏ (dưới 20 pcm), nhưng việc đơn giản hóa này vẫn đưa ra một độ lệch tính toán (computational bias) trong mô hình mô phỏng.
- **Hạn chế của phương pháp Monte Carlo:** Tác giả thừa nhận rằng mô phỏng Monte Carlo tốn rất nhiều tài nguyên máy tính, thời gian tính toán kéo dài, và "đặc biệt phù hợp với các bài toán tĩnh hoặc các kịch bản có điều kiện thay đổi chậm". Vì vậy, luận án thiếu vắng việc kết hợp trực tiếp giữa mô phỏng vật lý hạt nhân (neutronics) với mô phỏng thủy nhiệt (thermal-hydraulic) để đánh giá

sự thay đổi các thông số dưới các trạng thái chuyển tiếp (transient) mạnh hoặc sự cố thay đổi nhanh.

- **Giới hạn ở một trạng thái vùng hoạt duy nhất:** Dù nghiên cứu có xem xét đến độ cháy (burnup) của nhiên liệu, nhưng đánh giá cốt lõi chỉ tập trung vào một cấu hình cụ thể là 92 bó nhiên liệu LEU. Do đặc thù các lò phản ứng nghiên cứu thường xuyên thay đổi cấu hình nạp nhiên liệu để phục vụ chiếu xạ, việc chỉ phân tích một cấu hình chưa phản ánh được toàn bộ bức tranh vận hành dài hạn.

8. Ý kiến kết luận:

(Bản dự thảo luận án có đáp ứng yêu cầu của một luận án tiến sĩ hay không? Có đề nghị cho NCS bảo vệ cấp Cơ sở/ Viện hay không?)

Luận án đáp ứng được yêu cầu của một luận án tiến sĩ. Đề nghị để NCS được bảo vệ cấp Viện

Xác nhận của cơ quan công tác (nếu có)
(Ký tên và đóng dấu)

Hà Nội, ngày 12 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét
(Ký và ghi rõ họ tên)


Phan Việt Cường

CỘNG HÒA XÃ HỘI CHỦ NGHĨA VIỆT NAM
Độc lập – Tự do – Hạnh phúc

BẢN NHẬN XÉT LUẬN ÁN TIẾN SĨ

(Dùng cho các thành viên không phải là phản biện của Hội đồng)

Họ và tên nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ

Tên đề tài: Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân.

Mã số: 9.44.01.06

Người nhận xét (Học hàm, học vị, họ tên): GS.TS. Trần Hoài Nam

Cơ quan công tác: Đại học Phenikaa

Điện thoại liên hệ: 0978060069 **Email:** nam.tranhoai@phenikaa-uni.edu.vn

Ý KIẾN NHẬN XÉT

1. Tính thời sự, tính cấp thiết, ý nghĩa khoa học và thực tiễn của luận án:

Đề tài luận án có tính thời sự và cấp thiết cao trong bối cảnh yêu cầu nâng cao độ tin cậy của các tính toán vật lý lò phản ứng dựa trên các thư viện dữ liệu hạt nhân hiện đại. Luận án có ý nghĩa khoa học khi thực hiện phân tích định lượng ảnh hưởng của độ bất định dữ liệu hạt nhân đến các tham số tới hạn và động học của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt, góp phần hoàn thiện cơ sở dữ liệu và phương pháp đánh giá độ tin cậy của các mô hình tính toán. Kết quả nghiên cứu là cơ sở khoa học phục vụ công tác phân tích an toàn, vận hành và khai thác hiệu quả Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

2. Đề tài và nội dung của luận án có trùng lặp với các công trình của tác giả khác đã công bố hay không?:

Đề tài và nội dung nghiên cứu của luận án không trùng lặp với các công trình khoa học đã công bố. Các kết quả đạt được là mới, có tính độc lập, bảo đảm giá trị khoa học và thực tiễn của luận án.

3. Sự phù hợp giữa đề tài và nội dung, giữa nội dung và chuyên ngành:

Đề tài luận án phù hợp với nội dung nghiên cứu đã thực hiện. Các nội dung nghiên cứu tập trung vào phân tích tới hạn, thông số động học, độ nhạy và độ bất định dữ liệu hạt nhân.

Nội dung luận án hoàn toàn phù hợp với chuyên ngành Vật lý nguyên tử và hạt nhân, mã số 9.44.01.06.

4. Độ tin cậy và tính hiện đại của phương pháp nghiên cứu:

Phương pháp nghiên cứu có độ tin cậy cao và mang tính hiện đại, dựa trên các chương trình mô phỏng Monte Carlo tiên tiến được sử dụng rộng rãi trong lĩnh vực vật lý lò phản ứng hạt nhân. Các mô hình tính toán đã được kiểm chứng thông qua so sánh với số liệu thực nghiệm và đối chiếu giữa các thư viện dữ liệu hạt nhân được đánh giá quốc tế, bảo đảm độ tin cậy của các kết quả nghiên cứu.

5. Các kết quả mới của luận án; Độ tin cậy của các kết quả đó:

Các kết quả mới của luận án bao gồm:

- Kiểm chứng định lượng các mô hình tính toán vật lý cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu LEU của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt bằng chương trình MCNP6.3 thông qua so sánh với số liệu thực nghiệm và các thư viện dữ liệu hạt nhân hiện đại;

- Tính toán và đánh giá các thông số động học của Lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt sử dụng nhiên liệu độ giàu thấp;

- Phân tích độ nhạy và độ bất định của dữ liệu hạt nhân đối với các tham số tới hạn và động học của lò phản ứng. Độ tin cậy của các kết quả được bảo đảm bởi việc sử dụng các phương pháp mô phỏng Monte Carlo hiện đại, các thư viện dữ liệu hạt nhân được đánh giá quốc tế, kết hợp với việc kiểm chứng bằng số liệu thực nghiệm.

Các kết quả nghiên cứu đã được công bố trên các tạp chí quốc tế uy tín thuộc danh mục SCIE và Scopus, khẳng định tính khoa học, tính mới và độ tin cậy của luận án.

6. Giá trị khoa học của các công trình khoa học của tác giả đã công bố liên quan đến luận án:

Kết quả nghiên cứu của luận án đã được công bố trong 03 bài báo quốc tế uy tín thuộc chuyên ngành, bao gồm 01 bài trên tạp chí *Nuclear Engineering and Design* (SCIE-Q1), 01 bài trên *Nuclear Technology and Radiation Protection* (SCIE-Q3) và 01 bài trên *Journal of Physics: Conference Series* (Scopus). Nghiên cứu sinh là tác giả chính của các công trình này. Các công bố phản ánh đầy đủ những kết quả cốt lõi của luận án, khẳng định tính mới, giá trị khoa học và độ tin cậy của các kết quả nghiên cứu. Việc các kết quả được công bố trên các tạp chí quốc tế uy tín cho thấy chất lượng khoa học của luận án.

7. Câu hỏi và ý kiến góp ý để NCS hoàn thiện luận án (nếu có):

Nghiên cứu sinh cần rà soát và hoàn thiện hình thức trình bày của luận án, chỉnh sửa một số lỗi kỹ thuật về định dạng, bảng biểu, hình vẽ.

8. Ý kiến kết luận:

Luận án đáp ứng các yêu cầu đối với một luận án tiến sĩ. Đề nghị cho nghiên cứu sinh được bảo vệ luận án ở cấp Viện theo quy định.

Xác nhận của cơ quan công tác (nếu có)
(Ký tên và đóng dấu)

Hà Nội, ngày tháng năm 2026

Người nhận xét
(Ký và ghi rõ họ tên)
12 5



Trần Hoài Nam

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đâu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: Trần Đức Thiệp

Học hàm, học vị: GS.TS Chuyên ngành: Vật lý hạt nhân

Tên đề tài luận án: Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tối hạn cho vùng hoạt 92 bố nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Ý kiến nhận xét: (Xem ý kiến chi tiết tại Bản nhận xét)

- Luận án G' nghiên cứu học và thực hành trong Vật lý Đ. Hạt nhân.

- Đã xác định được độ nhạy và độ bất định của các tham số trong lò phản ứng.

Các kết quả của thực hành đã được trình bày rõ ràng và đầy đủ.

Đã có SAR của Bộ Y tế và Cục An toàn hạt nhân.

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

Đồng ý cho NCS nhận học vị TS.

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ☒ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Trần Đức Thiệp

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: Nguyễn Văn Thái

Học hàm, học vị: Tiến sĩ Chuyên ngành: Kỹ thuật hạt nhân

Tên đề tài luận án: Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tối hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.

Ý kiến nhận xét:

Luận án trình bày kết quả nghiên cứu của tác giả về độ nhạy, độ bất định của các tham số đặc trưng của phản ứng dây chuyền (eff), hệ số nhân hiệu (K), hệ số nhân hiệu trung bình (p), và tham số độ bất định của các tham số này. Luận án đã trình bày rõ ràng và đầy đủ các nội dung cần thiết để đánh giá độ nhạy và độ bất định của các tham số này. Luận án cũng trình bày rõ ràng và đầy đủ các nội dung cần thiết để đánh giá độ nhạy và độ bất định của các tham số này.

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

Đồng ý đề nghị cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ☒ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Nguyễn Văn Thái

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đặng Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: Nguyễn Ngọc Anh

Học hàm, học vị: PGS.TS. Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và thời hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Ý kiến nhận xét:

*Luận án có tính khoa học, thực sự kết quả thu được có độ tin cậy cao và có đóng góp quan trọng cho khoa học và công nghệ hạt nhân, đặc biệt là với là phản ứng hạt nhân Đà Lạt (công bố ĐL trên Nuclear Engineering and Design).
Luận án có bố cục, cấu trúc rõ ràng, những câu viết lặp nhien chỗ và cần làm rõ lý do tại sao cần nghiên cứu (research gap).
Các kết luận cần phải được điều chỉnh lại ở mục Khuyết điểm, phù hợp với các dữ liệu đã tính toán. Một số kết luận của luận án tương đối hiển nhiên về mặt vật lý, không nên đưa vào phần Tính mới của luận án. (Chi tiết xem bản nhận xét)*

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

Đồng ý sau khi đã chỉnh sửa, giải trình theo ý kiến nhận xét

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ✓ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Anh

Nguyễn Ngọc Anh.

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: Hồ Hải Quân

Học hàm, học vị: ... TS Chuyên ngành: Kỹ thuật hạt nhân

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tối hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Ý kiến nhận xét:

... Luận án đã góp phần xác nhận tính đúng đắn của Chương trình mô phỏng MCNP và các thí nghiệm hạt nhân mới
... ENDF/B-VIII, JEFF-3.3, JENDL-5, CENDL-3.2
... phương pháp luận của Luận án có thể được sử dụng để tính toán cho các lò phản ứng khác ở Việt Nam
... như là nghiên cứu Đông Nai, lò phản ứng NT1, NT2
... Một số công bố quốc tế từ kết quả của luận án có tính khoa học cao, đáp ứng được yêu cầu của luận án tiến sĩ

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

... Đồng ý ... cho nghiên cứu sinh đạt được học vị tiến sĩ

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ✓ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Hồ Hải Quân

Hồ Hải Quân

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét:*Trần Trí Viễn*.....

Học hàm, học vị: ...*Tiến sĩ*..... Chuyên ngành: *Kỹ thuật hạt nhân*

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tới hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Ý kiến nhận xét:

Luận án nghiên cứu về ảnh hưởng của độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích các thông số động học và tới hạn của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt cho cấu hình 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp. Luận án có ý nghĩa khoa học cao và có giá trị tham khảo lớn cho các nghiên cứu tiếp theo về an toàn lò phản ứng nghiên cứu.

Luận án không có trùng lặp với các công trình nghiên cứu của các tác giả khác đã công bố.

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

Đề nghị cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ✓ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Trần Trí Viễn



PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đậu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: *Phạm Việt Cường*
Học hàm, học vị: *PGS.TS* Chuyên ngành: *Vật lý hạt nhân*

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và tối hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Ý kiến nhận xét:

- *Các kết quả nghiên cứu của luận án có ý nghĩa khoa học và thực tiễn*
- *Các đóng góp của luận án là quan trọng*
- *Luận án được trình bày ngắn gọn, rõ ràng*

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

..... *Đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ*

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ☒ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Phạm Việt Cường
Phạm Việt Cường

PHIẾU ĐÁNH GIÁ LUẬN ÁN TIẾN SĨ CẤP VIỆN

Nghiên cứu sinh: Đâu Đức Từ Sinh ngày: 12/11/1985 Nơi sinh: Nghệ An

Chuyên ngành: Vật lý nguyên tử và hạt nhân Mã số: 9.44.01.06

Họ và tên người nhận xét: ...*Trần Hoài Nam*...

Học hàm, học vị: ...*GS. TS*... Chuyên ngành: ...*Kỹ thuật hạt nhân*...

Tên đề tài luận án: *Nghiên cứu độ nhạy và độ bất định số liệu hạt nhân trong phân tích thông số động học và thời hạn cho vùng hoạt 92 bó nhiên liệu độ giàu thấp của lò phản ứng hạt nhân Đà Lạt.*

Ý kiến nhận xét:

...*Luận án có giá trị khoa học và thực tiễn cao, góp phần nâng cao diện mạo hình ảnh của ngành hạt nhân Đà Lạt.*

...*Bố cục luận án hợp lý, kết quả, bảng biểu và hình vẽ được trình bày rõ ràng.*

...*Kết luận của luận án nêu được sự tác động của các yếu tố, nguyên nhân.*

Ý kiến đề nghị:

(Đồng ý hay không đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị tiến sĩ):

...*Đồng ý cho nghiên cứu sinh đạt học vị Tiến sĩ.*

Ý kiến đánh giá

(Đánh dấu ✓ vào ô tương ứng)

ĐẠT ☒

KHÔNG ĐẠT ☐

Hà Nội, ngày 22 tháng 5 năm 2026

Người nhận xét

Trần Hoài Nam