



技術連関分析手法を用いた安全性研究の途上評価

Ex-post Evaluation of Safety Research by Technology Interaction Analysis

柳澤 和章 菰田 文男

Kazuaki YANAGISAWA and Fumio KOMODA

経営企画部

Policy Planning and Administration Department

June 2010

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2010

技術連関分析手法を用いた安全性研究の途上評価

日本原子力研究開発機構経営企画部

柳澤 和章, 菰田 文男^{*1}

(2010年1月27日 受理)

原研(JAERI)、オークリッジ国立研究所(ORNL)及びカールスルーエ研究所(FZK)の3類似研究機関で実施された水炉安全性研究について、どのような中核技術が25年間で形成され、どのような技術要素が互いに連関しているか、INSPECを使った技術連関手法により調べた。

(1) 国の安全性研究とその範疇で原研が実施した安全性研究では274の技術要素があったが、その上位30の技術要素を対象に国対原研比較を実施した。その結果、燃料、材料、熱水力、事故及び研究炉に関して、原研は22の中核技術を保有しており、国の安全性研究に対して寄与が大きかった。米国で同様な比較を行った所、ORNLは19の中核技術を保有していた。ORNLの特色は、原子炉の運転及び保守・点検に関わる技術要素(原子力発電所等)を所有している事である。逆に熱水力技術要素が欠けていた。ドイツで同様な比較を行った所、FZKは20の中核技術を保有していた。FZKの特色は放射線防護技術要素に長じている事である。

(2) 安全性研究に係わる20の技術要素を選択し、3類似研究機関間がどの位の中核技術を共有しているか調べた所、半分が共有されていた。具体的には、原子力発電所技術要素(工学計算等)、燃料技術要素、材料技術要素、及び事故技術要素(原子炉冷却と熱除去等)等である。これらは明らかに研究所レベルで保有すべき中核技術であり、原発の安定・定着化に欠かせないものである。

(3) 対象3ヶ国が共通に保有する中核技術は13あった。それらは、原子力発電所技術要素(原子炉理論と設計等)、燃料技術要素、材料技術要素及び事故技術要素(原子炉冷却と熱除去等)等である。国レベルでの中核技術ではあるが、項目的には研究所レベルにおける中核技術とあまり変わらない。

(4) 国内比較(例、JAERI 対日本)で優位性を保持しかつ 3 類似研究機関間比較でも優位性を保持した中核技術はどの位あるか CPI を使って調べたところ、原研は 11 の、ORNL は 5 の、そして FZK は 7 の中核技術を持っていた。その中でも特に、他の研究機関で追従できない優れた中核技術(CPI \geq 1.5)を探したところ、原研では {原子炉事故、原子炉設計、原子炉冷却、二相流}、ORNL では {炉心制御と監視、核分裂生成物、原子炉材料、計装及び研究炉}、FZK では {燃料被覆管と放射線防護} が見つかった。

(5) 原研と FZK は安全性研究分野では LOFT 計画等で国際協力関係にあったが、それを裏打ちするように {事故、工学的計算、燃料被覆管、原子炉冷却} といった 4 つの中核技術で強い技術連関が認められた。燃料技術要素 {燃料被覆管} については FZK のほうが原研より卓越していた。原研と ORNL は {計装及び研究炉} の 2 中核技術で強い技術連関のあることが分かった。

Ex-post Evaluation of Safety Research by Technology Interaction Analysis

Kazuaki YANAGISAWA and Fumio KOMODA *¹

Policy Planning and Administration Department, Japan Atomic Energy Agency,
Watanuki-machi, Takasaki-shi, Gunma-ken

(Received January 27, 2010)

By using the database INSPEC (Information Services for Physics, Electronics and Computing), an ex-post evaluation of the safety research was carried out by using a technology interaction analysis. Selected prestigious nuclear institutions were JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute, Japan), ORNL (Oak Ridge National Laboratory, The U.S.) and FZK (Forschungszentrum Karlsruhe, Germany). As the control term of INSPEC the water-reactor-safety was used to study the established key technologies and the interacted technological elements.

(1) For a nuclear safety research in Japan, 30 out of 274 key technologies were examined and revealed that JAERI held priority to 22 key technologies, consisted of the nuclear fuels, the nuclear materials, the thermal hydraulics, the accidents and the research reactors. Hence, JAERI contributed much to Japan. As to ORNL, they held priority to 19 key technologies, represented by the nuclear power plant (NPP) operation and maintenance/inspection. They were however inferior to the key technology such as thermal hydraulics. As to FZK, they held priority to 20 key technologies, represented by a radiation protection.

(2) For selected 20 key technologies, a half of them were held in common by the three institutions. They were the NPP (including engineering calculation etc.), the nuclear fuels, the nuclear materials, and the accidents (including a reactor core cooling and heat removal). Those technologies were unavoidable for the stable and the sustainable usage of NPP.

(3) Among the three nations, 13 technological elements consisted of the NPP (including reactor theory and design etc.), the nuclear fuels, the nuclear materials, and the accidents (including a reactor core cooling and heat removal) were held in common

*¹ Faculty of Economics, Saitama University, Shimo-okubo, Saitama City, Saitama ken

Regarding the items of key technologies there is no difference between the level of nation and that of institution.

(4) Key technologies held in common at domestic and institutional level were, 11 for JAERI, 5 for ORNL and 7 for FZK. The prominent technologies developed by each institute were judged by CPI analysis; they were 4 (reactor accident, reactor design, reactor core cooling, and two phase flow) for JAERI, 4 (core control and surveillance, fission products, reactor material and instruments, and research reactors) for ORNL and 2 (fuel cladding and radiation protection) for FZK, respectively.

(5) JAERI and FZK interacted strongly with the accident, the engineering calculation, the fuel cladding and the reactor core cooling. One of reason of that was an international cooperation through LOFT. FZK held priority to JAERI in term of the fuel cladding. As for JAERI and ORNL, they interacted strongly at the instruments and the research reactors.

Keywords: Ex-post Evaluation, Nuclear Safety Research, Technology Interaction Analysis, JAERI, ORNL, FZK, CPI

目次

1	はじめに	1
2	研究目的	2
2.1	技術連関分析の一般的特徴	2
2.2	本研究の目的	3
3	方法	3
3.1	使用した論文データベース	3
3.2	検索対象期間	3
3.3	INSPEC 入力、INSPEC 輩出論文の所属機関と所属国	4
3.4	研究機関が注力した中核技術	4
3.5	国内における研究機関の優位性	4
3.6	類似 3 研究機関間における優位性	5
4	結果と考察	5
4.1	25 年間、日・米・独で実施されてきた安全性研究に係わる中核技術	5
4.2	比較優位指数 (CPI) を使った中核技術の独自性評価	20
5	結論	26
	謝辞	28
	参考文献	28

Contents

1	Introduction	1
2	Research Purpose.....	2
2. 1	General characteristics of technology Interaction Analysis	2
2. 2	Purpose of the present study	3
3	Method.....	3
3. 1	Bibliometric database used	3
3. 2	Period of data search	3
3. 3	INSPEC input, belonged organization and country of papers obtained from INSPEC output.....	4
3. 4	Core technology emphasized by the research institutes	4
3. 5	Domestic predominance of research institutes.....	4
3. 6	Predominance between three resembled research institutes.....	5
4	Results and Discussion	5
4. 1	Core technologies born by nuclear safety research performed in Japan, The U. S. and Germany during a 25-years	5
4. 2	Discrimination of core technology by CPI	20
5	Conclusions	26
	Acknowledgement	28
	References	28

1. はじめに (Introduction)

著者らはこれまで、研究所アウトプットとしての研究論文を使い、主に日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, 以下 JAERI または原研)に関する社会経済的評価(socio-economic evaluation)を実施してきた。例えば、これまでに原研で実施されてきた(1) プロジェクト研究(安全性研究等が対象)¹⁾及び(2) 基礎・基盤研究(物質科学研究が対象)²⁾の途上評価がそれである。原研独法化後は¹⁾、国内で唯一の原子力に関する総合的な研究機関として活動する事に鑑み、(3)米、独、仏における類似原子力研究機関を相手にした原研の研究上の優位性を問う“研究所間機関比較(チャンピオン比較)”も実施した³⁾。これらの研究ではいずれも国際原子力機関(International Atomic Energy Agency, 以下 IAEA)が主管する国際原子力情報システム(International Nuclear Information System, 以下 INIS)を使っての計量書誌的手法(Bibliometric method)を用いた。

今回、INIS とは別にわが国で広く使われている「物理、電気、計算に関する情報サービス(Information Services for Physics, Electronics and Computing, 以下 INSPEC²⁾)」をデータベースとして用い、原研(JAERI)、米国オークリッジ国立研究所(ORNL)及び独カールスルーエ研究所(FZK)の3類似原子力研究機関間で、軽水型原子炉に関する安全性研究が、どのように遂行・発展され、その過程で如何なる中核技術が形成されて来たのかを途上(追跡)評価(Ex post evaluation)する試みを実施した。評価ツールとして技術連関分析手法(Technology interaction analysis ; TIA)⁴⁾を用いた。

¹⁾2005.10 に発生した機関統合により日本原子力研究所(Japan Atomic Energy Research Institute, JAERI)は、日本原子力研究開発機構(Japan Atomic Energy Agency, JAEA)と組織名称が変更になった。筆者らが途上評価の対象としたのは前者であり、本文中ではそのまま原研と称する。

²⁾ <http://www.usaco.co.jp/products/iee> 1871年に創設された英国電気学会(The Institution of Electrical Engineers, IEE)は世界中から約14万人の会員を有する欧州最大の電子工学系学会であり、このIEEが「物理学、電気・電子工学、コンピューター工学、情報工学分野、生産工学」における文献データベースであるINSPECを運営。言語は英語で、1969年から収録されており、収録雑誌数は約4,000、収録件数はこれまでで約650万件あり、INISの約3倍である。IEEは2006年4月1日からその名称をThe Institution of Engineering and Technology(IET)に変更した。

2. 研究目的 (Research Purpose)

2.1 技術連関分析の一般的特徴

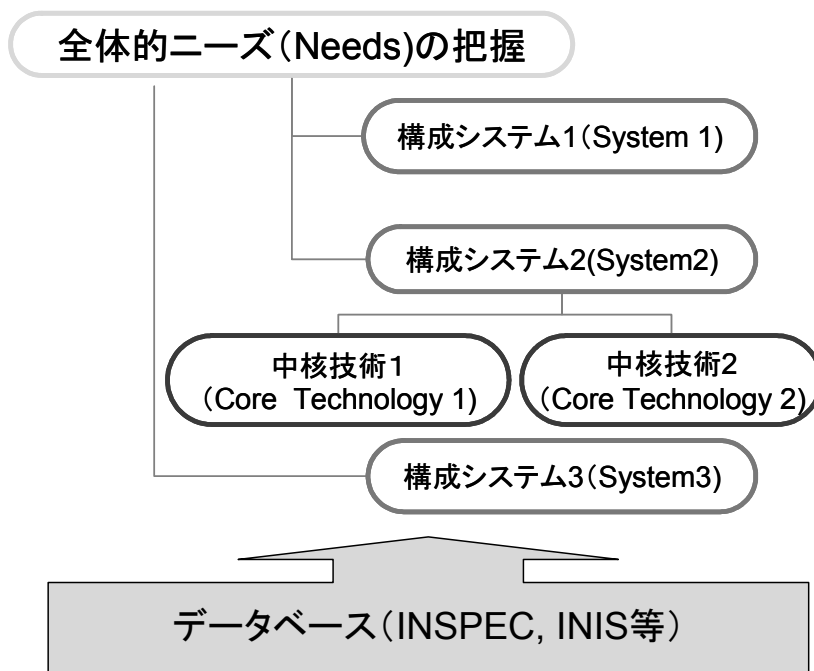


Fig.1 Characteristics of technology interaction analysis (TIA)

技術連関分析は Fig.1 に示すように、データベースから得られる情報に基づいて、ある知識・技術を確立するためには全体としてどのようなニーズを必要とするのか、そのニーズはどのような構成システムからなっているのか、システム同士は相互作用するのかもしれないのか、構成システムに内蔵される中核技術 (core technology) はどのようなものなのか、といった情報を定量的に把握しようとするものである。

技術連関分析の意義と特徴を以下に箇条書きする。

- 当該技術の全体像(鳥瞰図)の定量的な把握が可能
- 全体像を構築する構成システム (要素技術) 間の絡み合いやシステムに内蔵される中核技術を認識できる
- 時間的変遷 (経年的ダイナミクス) を対象物であるニーズ、国、企業等に仕分けして追跡できる
- 定量的で客観的な研究評価に使用できる

2.2 本研究の目的

本研究を実施するにあたっては、以下のような項目を目的とした。

- ✓ 技術連関分析のメインは、市場ニーズを把握し、それを達成するにはどのような構成（技術）システムが構築され、いかなる中核技術が育成される必要があるのか（またはあったか）を技術連関(technology interaction)の立場から体系的に分析することにある。軽水炉の安定・定着化(ニーズ)を図るために実施された安全性研究を一つの構成（技術）システムと設定し、ニーズ達成のために安全性研究においてどのような中核技術の研究開発 (Research and Development, R&D) が過去 25 年間で展開されてきたかという点に主眼を置いたケーススタディを実施する。これは見方を変えれば技術連関をベースにした安全性研究の途上評価ともいえる。
- ✓ 評価パラメータとして、国とその国を代表する研究機関(類似研究機関)を3つ抽出した。日本の場合は日本原子力研究所(JAERI)、米国の場合はオークリッジ国立研究所 (ORNL)、そして独の場合はカールスルーエ研究所 (FZK) がそれである。

3. 方法 (Method)

3.1 使用した論文データベース

「物理、電気、計算に関する情報サービス (Information Services for Physics, Electronics and Computing) INSPEC

3.2 検索対象期間

INSPEC での検索対象期間は 1978-2002 年の 25 年間とした。一口に 25 年といっても長いし、色々な社会事象が発生する。後述するように原研、ORNL, FZK といった一国を代表する類似原子力研究機関をパラメータとして抽出しているが、今原研を例にとって 25 年間における予算推移や主たる出来事を考えてみた。それが **Fig. 2** である。図には原研全体の予算及び安全性研究 (Nuclear Safety Research, NSR) の予算プロットに対比して、筆者が関心を持った原子力に係わる主たる出来事を示した。即ち、まず 1973 年の第 1 次オイルショック及び 1978 年の第 2 次オイルショックがある。これを契機にして原研全体の予算及び軽水炉安全性研究に係わる予算が急激に増加した。以降 1979 年の TMI-2 事故および 1986 年のチェルノブイル事故が大きな出来事であるが、チェルノブイル事故を契機に安全性研究予算が再び増加した。1985 年には先進 5 ヶ国 (G5) によるプラザ合意があり、この合意を受け日本では急速な円高が進行し、円高不況の発生が懸念されたために低金利政策が採用・継続された。この低金利政策が、不

動産や株式への投機を加速させバブル景気過熱をもたらした。バブル景気の最中の1991年には美浜2号機における緊急時炉心冷却システム (Emergency Core Cooling System, ECCS) の作動、1999年にはJCO臨界事故等が発生した。即ち、水炉安全性研究にとって最も活動が活発化した期間がこの選択した25年間である。

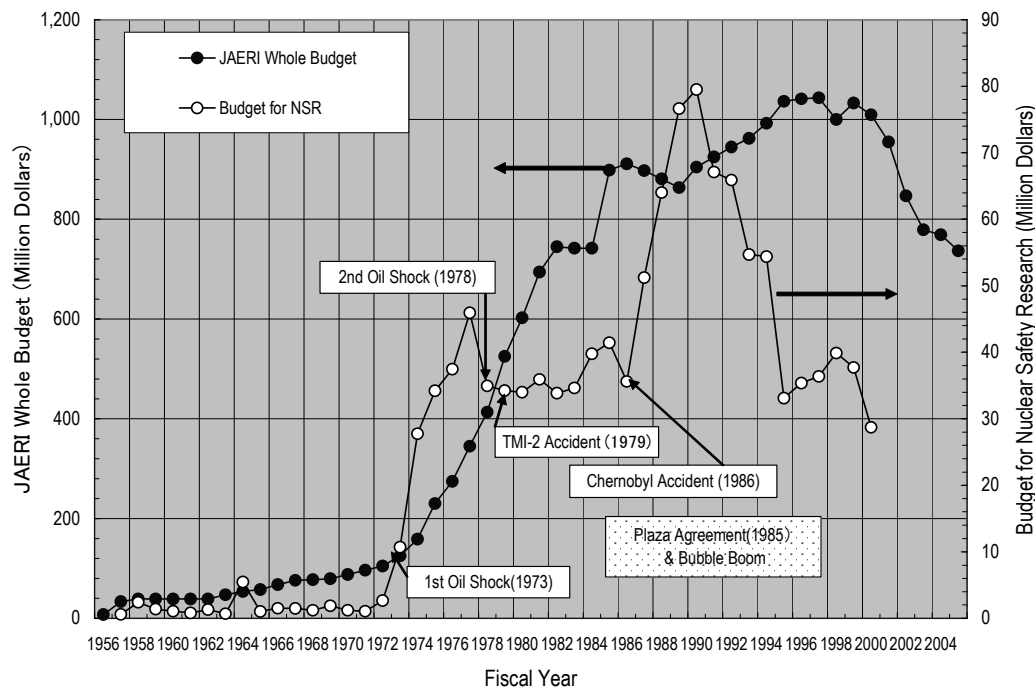


Fig.2 Rough budget of JAERI (left-hand side) and that of Nuclear Safety Research (NSR) in JAERI (right-hand side) as a function of fiscal year.

In the plotting, highlighted economic events and several nuclear related accidents occurred in the world covering the period from 1978 to2002 are included.

3.3 INSPEC 入力、INSPEC 輩出論文の所属機関と所属国

INSPEC に統制語(control term)として” fission reactor safety (核分裂炉の安全性)” を入力し、論文を検索した。ヒット論文の所属機関 (原研、ORNL、FZK) 及び所属国 (日本、米国、独) は論文第 1 著者と第 I 著者が所属する研究機関から判定した。

3.4 研究機関が注力した中核技術

論文付随キーワード (INSPEC ではデスクリプターDE と称す) は、通常 1 論文につき平均 3 個程度である。ヒットした全ての論文について付随しているキーワード全てを抽出し、それらを上記所属国と所属機関毎にランキングした。この

ランキング結果において高位にランクされた技術を、研究機関が注力した中核技術と定義した。

3.5 国内における研究機関の優位性

安全性研究は原研の独占的事業ではない。従って国内に多数の競合的又は協力的研究機関があり、それら機関においても研究論文が多数輩出されている。従って、これら競合機関に対する原研の優位性または劣位性が必ず存在するはずである。この論文の優位性を定量把握できる指数を比較優位指数 (CPI: comparative predominant index) と呼ぶ²⁾。この指数を使って、日本における JAERI 研究の優位性、米国における ORNL 研究の優位、独における FZK 研究の優位性を論文数に基づいて定量化した。

3.6 類似 3 研究機関間における優位性

類似 3 研究機関中、ちなみに JAERI ランク 18 位までの研究分野を抽出し固定した。それら 18 研究分野を ORNL と FZK から拾い出してみたところ、結果的には、ORNL と FZK のランク 10 位までにそれらが入った。原研に有利なランキングから出発しているので、ORNL と FZK は出発点から不利な条件になっているという前提条件付で、3 類似研究所間の CPI 比較を行ってみた。不利な条件であるのにもかかわらず、ORNL や FZK が JAERI に負けていない優位な技術等もあることが分かった。

4. 結果と考察 (Results and Discussion)

4. 1 25 年間、日・米・独で実施されてきた安全性研究に係わる中核技術

4. 1. 1 技術連関の基本構図

INSPEC 1978-2002 において、核分裂炉安全性 (fission-reactor-safety) を統制語 (control term) として入力後、まず、出力論文群に対して筆頭著者による国籍判定を行い日本論文が 2,056 件であること、さらにこの日本論文における筆頭著者の所属機関から原研論文が 468 件である事を見出した。原研 468 論文に記載される DE(descriptor)を全部抜き出して、それをランキングすると、Table 1 のような結果を得る。原研に対するランキング結果(表の左側)によれば、ランキング第 1 位は核分裂炉冷却と熱除去 (Fission-reactor-cooling-and-heat-recovery、171 論文)、第 2 位は事故 (accidents-、150 論文) という順序で、途中を省略すると、第 274 位エックス線回折(x-ray diffraction、1 論文)まで合計 274 個の連関技術要素数から構成されている事が分かる。日本に対するランキング結果(表の右側)によれば、ランキング第 1 位は核分裂炉冷却と熱除去 (Fission-reactor-cooling-and-heat-recovery、612 論文)、第 2 位は核

分裂炉の理論と設計 (fission-reactor-theory-and-design、457 論文)、第 3 位は事故 (accidents-、322 論文) という順序で、途中を省略すると、第 748 位ジルコニウム (zirconium、1 論文) まで合計 748 個の関連技術要素数から構成されている事が分かる。

日本でも原研でもそうであるが、関連技術要素のうち上位にランクされたものは (共通項目として全て fission-reactor-safety を持っている)、幾つかの論文に跨っていることが多い。例えば日本のケースでは accidents- という関連技術要素名は 322 の論文に記載されている。このような状況を称して階層構造があると定義する。

Table 1 Example of output by INSPEC; where fission reactor safety was used as the control term. Time period covered from 1978 to 2002 (25 years).

Fission-Reactor-Safety: INSPEC 1978-2002					
JAERI: 468 papers			Japan:2,056 papers		
	Interacted technological elements	274		Interacted technological elements	748
Rank	Keyword	Papers	Rank	Keyword	Papers
1	fission-reactor-cooling-and-heat-recovery	171	1	fission-reactor-cooling-and-heat-recovery	612
2	accidents-	150	2	fission-reactor-theory-and-design	457
3	nuclear-engineering-computing	103	3	nuclear-engineering-computing	397
4	fission-reactor-theory-and-design	95	4	accidents-	322
5	fission-reactor-fuel	68	5	fission-reactor-materials	235
6	fission-research-reactors	50	6	nuclear-power-stations	235
7	fission-reactor-cooling	42	7	fission-reactor-fuel	178
8	fission-reactor-design	36	8	fission-reactor-core-control-and-monitoring	167
9	fission-reactor-materials	34	9	fission-reactor-cooling	160
10	fission-reactor-core-control-and-monitoring	28	10	fission-reactor-design	137
270	vaporisation-	1	744	work-hardening	1
271	vibration-measurement	1	745	X-ray-chemical-analysis	1
272	wind-	1	746	Young's-modulus	1
273	xenon-	1	747	zinc-	1
274	X-ray-diffraction	1	748	zirconium-	1

日本と原研 (JAERI) に対して実施した検索を米国とオークリッジ (ORNL) 及び独とカールスルーエ (FZK) について実施した。その結果をまとめて Table 2 に示す。

Table 2 Number of research reports searched by INSPEC, where control term was fission-reactor-safety and research period was 1978-2002.

連関分析ツール	INSPEC		
使用した統制語(CT)	核分裂炉安全性 (fission-reactor-safety)		
対象年	1978-2002 (25年)		
(1) 国	日本	米国	独
(1-1) 論文数	2,056	10,654	2,745
(1-2) 連関技術要素数	748	1,273	696
(2) 類似研究機関	原研	オークリッジ	カールスルーエ
(2-1) 論文数	468	433	466
(2-2) 連関技術要素数	274	271	247

(注)CT:controlled term

この表の上側データから、米国は日および独の 5 倍の論文数、約 2 倍弱の連関技術要素数を保有することが分かる一方、この表の下側データから、類似研究機関間では、25 年間で論文数は原研、ORNL、FZK の順で 468、433、466 と差がなく、連関技術要素数も 274、271、247 と殆ど差がない。但し、日本の連関技術要素数 748 に対する原研連関技術要素数 274 は、国内総論文数に対する原研の寄与率が 37%である事を示しており、原研の寄与率は大きい。同様に見れば、ORNL の米国における寄与率は 21%、FZK の独における寄与率は 35%となる。

これより技術連関に関わる 3 類似研究機関の基本構図は Fig. 3 のようになるであろう。この基本構造図から、日本—原研、米国—ORNL、独—FZK といった国内技術連関性、日本—米国—独といった国間技術連関性、JAERI-ORNL-FZK といった類似研究機関間の技術連関性を調べてみたい。

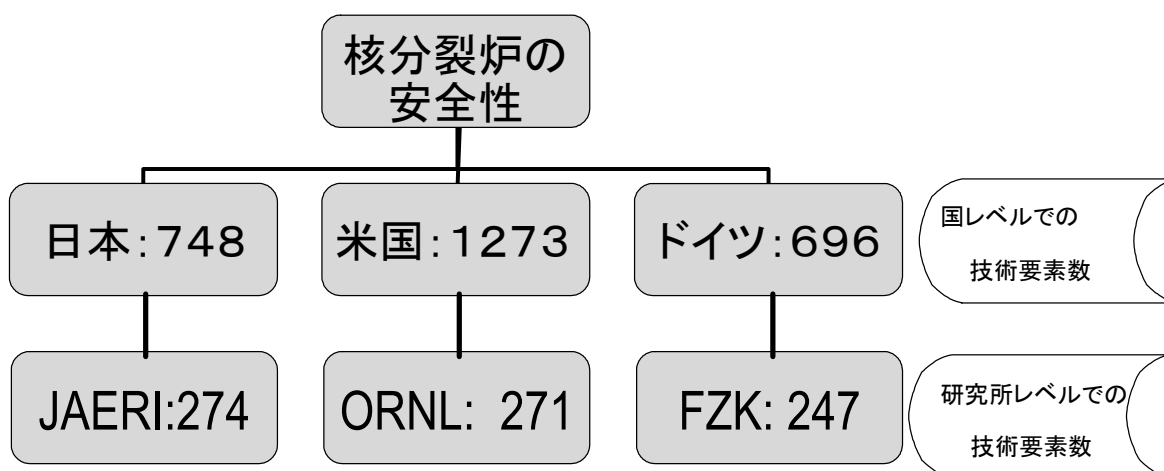


Fig.3 By using the control term as fission-reactor-safety for 25-year period, a basic structure of technology interaction at the level of nation as well as institution is indicated, taking into a consideration of three different nations and institutions.

4. 1. 2 技術連関性

(1) 技術要素数の絞り込み

得られた基本構造図から出発して安全性に関する技術連関性を調べるわけであるが、日本の技術要素数 748 と原研技術要素数 274 の全数について調べるのは少し両者の要素数が多すぎる。上位にランクされている技術要素は殆どが階層構造をもっていることは Table 1 から明らかであるので、適当な階層構造の所で裾切りをする事とする。

Fig. 4 は、日本と原研の技術要素数（前者は 746、後者は 274）とそれに付属する論文数を片対数でプロットしたものである。技術要素上位 18 で裾切りをした場合、国については技術要素上位 18 に含まれる論文数は 3, 355 となるが、それは全体 6, 523 の 51%に相当する。原研については技術要素上位 18 に含まれる論文数は 906 となるが、それは全体 1, 411 の 64%に相当する。

一方、技術要素上位 30 で裾切りした場合、国については技術要素上位 30 に含まれる論文数は 3, 652 となるが、それは全体 6, 523 の 56%に相当し、原研については技術要素上位 30 に含まれる論文数は 985 となるが、それは全体 1, 411 の 70%に相当する。技術要素上位 30 位までとれば例えば原研の場合、全体の 7 割をカバーできる。この位の数値であれば全体の傾向を見失う事はないであろうと考え、技術要素上位 30 位までを考察した。

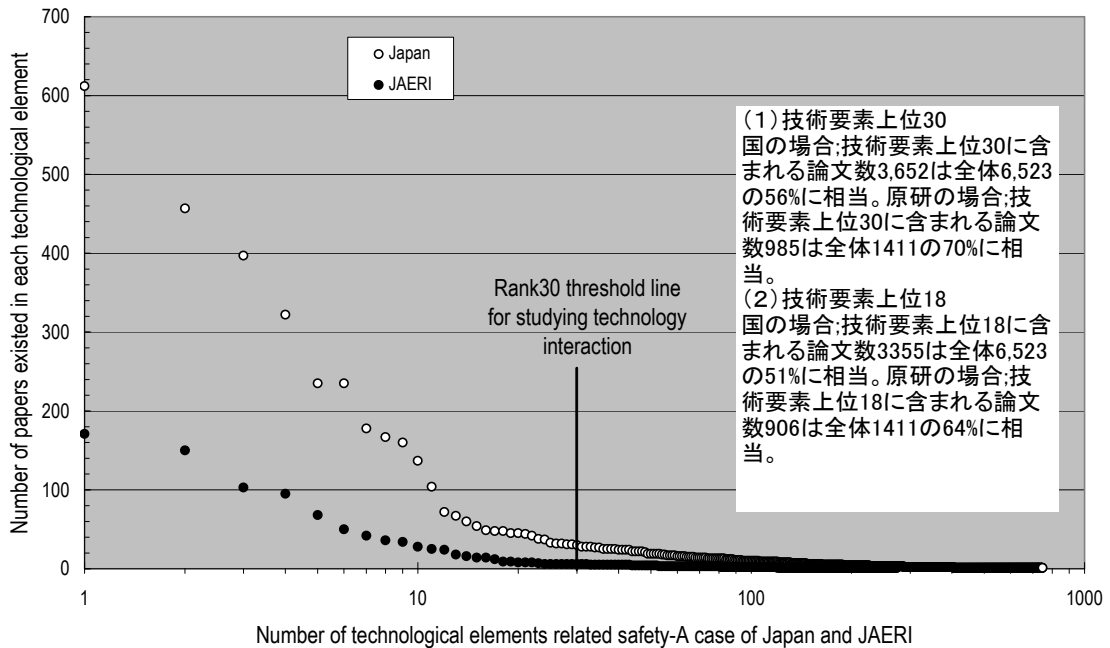


Fig.4 Number of papers belonged to each technological element and number of technological element related to safety ; A case of Japan vs. JAERI. This plot is used for a reduction of original technological elements.

(2) 技術連関性高と技術連関性低の判定基準

(2-1) 厳密なやり方

日本と原研を例にして考えてみる。原研の技術要素が国(日本)の技術要素と連関性を有するという意味は、多分、国の階層構造(ある国の技術要素が属する論文の数)に対して原研の階層構造(国と同じ技術要素が属する論文の数)の間に大きな乖離が無いということであろう。もっと簡単に言えば、ある技術要素において国に対する原研の貢献度が相対的に大きければ両者の技術連関は高と判定され、逆に国に対する原研の貢献度が相対的に小さければ両者の技術連関は低と判定される。この場合、日本を主とし、原研は従とした判定基準で技術連関性を考える。Fig. 5は、まず、日本の技術要素上位30位までを横軸にプロットし、その技術要素の持つ論文数(階層の高さ)を縦軸にプロットしたものである。続いて、原研は従という思想に従って、日本の技術要素名にあわせた原研技術要素名と論文数を片対数プロットした。例えば、日本の第1位技術要素名は原子炉冷却と熱除去であり、その論文数は612論文である。原研についてみると、原子炉冷却と熱除去という技術要素名のランクはやはり第1位で

あり、その論文数は 171 論文であった。当然両者の乖離は小さく連関性高と判定できた。日本の第 2 位技術要素名とその論文数は事故(accident)で 457 論文、この技術要素名と同じ原研のそれは、ランク 4 位として登録されていて論文数は 95 である。両者の乖離は小さいので、やはり連関性は高である。この作業を日本論文のランク 30 位まで繰り返した結果が図である。さらに一例を挙げれば、日本のランク 6 位は原発(nuclear-power-stations)でその論文数は 235 論文、一方、原研のそれはランク 16 位で 14 論文となる。図に従えば、このデータは累乗近似曲線から乖離していると判断されるので、連関性低と判断される。

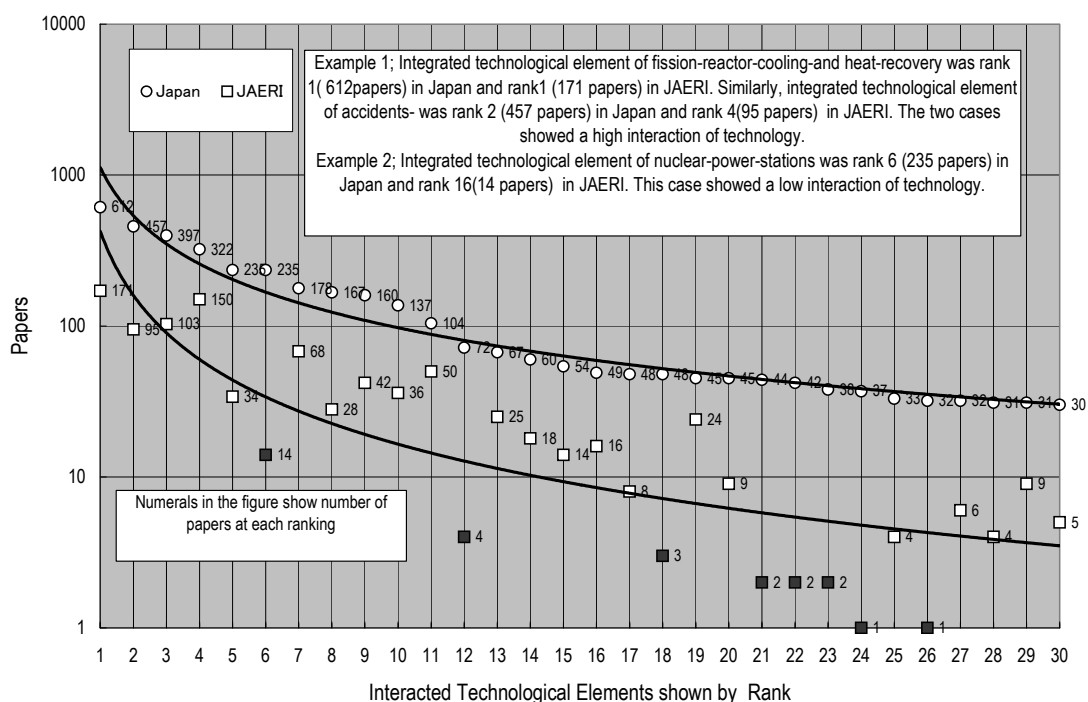


Fig.5 (X-axis) Interacted technological element in Japan plotted as a function of its own number of papers (hereinafter called as the strata). (Y-axis) Interacted technological elements in JAERI plotted together with numbers of paper. If two data points dissociated largely, strength of technological interaction was judged to be low, and vice versa.

(2-2) 簡便なやり方

前節では、上位 30 位までの技術要素が持つ論文数(階層の大きさ)に着目し、日本と原研間の論文数乖離の大きさから、技術連関性の高と低という判定基準を設けた。このような難しいプロットを行わなくとも、もっと簡単でしかも前節と同じ結果が得られる方法を著者らは見出した。それは、Fig. 6 に例題(日本と

原研のケース) を示すように、ある技術要素について日本のランクを x-軸に、一方原研のランクを y-軸にプロットし、両者の乖離具合を定性的に判断するものである。勿論乖離が大きければ技術連関性は低と判断され、乖離が小さければ技術連関性は高と判断される。この簡便法は連関性を粗く判断するので、粗い連関性と定義した。この定義が成立するのは、技術要素の持つ論文数の大小(即ち階層の高低)とランキング結果が比較的直線性を有している範囲内である。

(3) 粗い技術連関性
 (3-1) 日本一原研

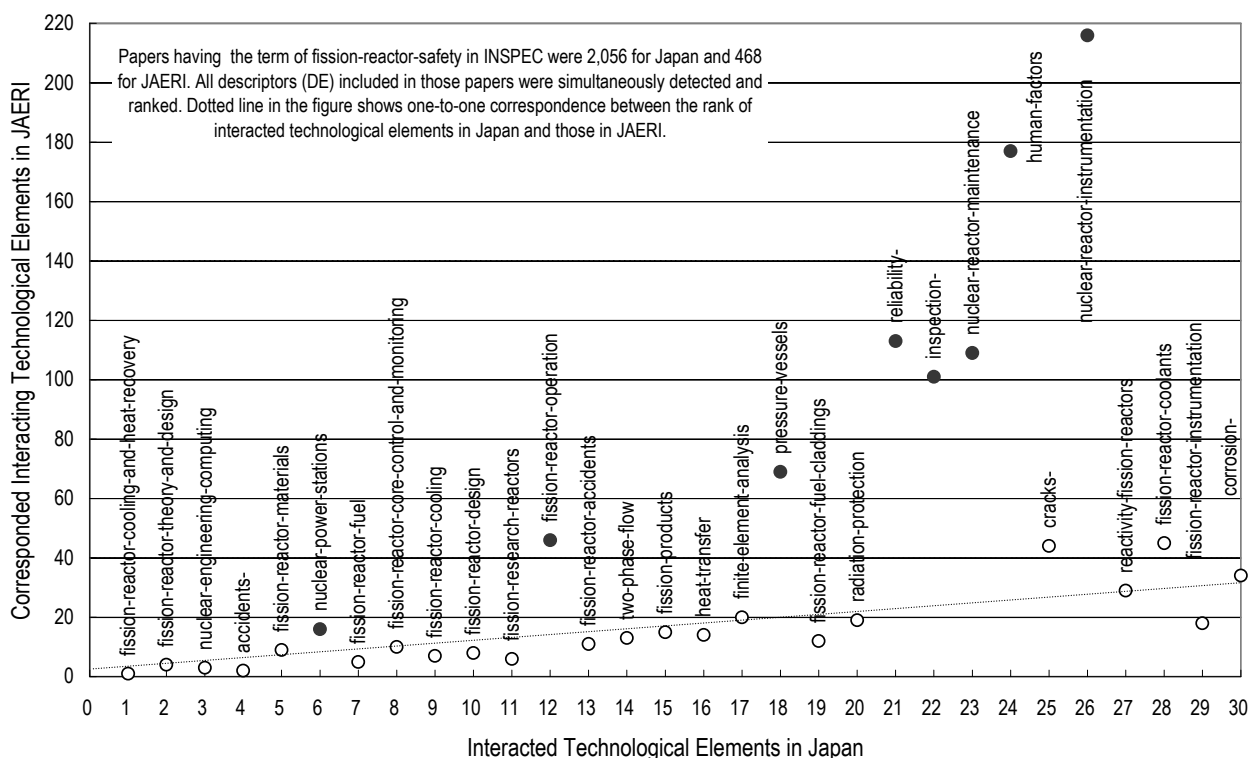


Fig.6 Interacted technological elements in Japan (x-axis) and those in JAERI (y-axis). If data point is dissociated largely from one-to-one linear corresponding line, strength of technological interaction is judged to be low, and vice versa.

Fig. 6 は、例えば、技術要素名「核分裂炉の冷却と熱除去」が日本ランクで1位、原研ランクで1位であるため、前者を x-軸に後者を y-軸にプロットすると両者の乖離が小さく、技術連関性高と判断される。技術要素名「原発」が日本ランクで6位なのに対し、原研ランクで16位であるため、前者を x-軸に後者を y-軸にプロットすると両者の乖離が大きく、技術連関性低と判断される。

この粗い技術連関判定から得られた結果を Table 3 にまとめた。

Table 3 Result of rough analysis for the interacted technological elements between Japan and JAERI; the study was addressed to fission-reactor-safety at a 25-year period.

日本国対原研の安全性研究	
連関性高	連関性低
原子炉冷却と熱除去	原子力発電所
原子炉理論と設計	原子炉運転
工学計算	圧力容器
事故	信頼性
原子炉材料	検査
原子炉燃料	原子炉保守
炉心制御と監視	人的因子
炉心冷却	核計装
炉心設計	
研究炉	
炉心事故	
二相流	
核分裂生成物	
熱伝達	
有限要素解析	
燃料被覆管	
放射線防護	
クラック	
反応度事故	
冷却材	
計装	
腐食	

国と原研の技術連関性高という事は、原研技術要素が国の注力技術要素すなわち、本報でいう中核技術要素になっている事を意味する。左表から、中核技術要素は燃料技術要素（原子炉燃料、燃料被覆管、有限要素解析、核分裂生成物）、材料技術要素（原子炉材料、クラック、腐食）、熱水力技術要素（炉心冷却、冷却材、二相流、熱伝達）及び事故技術要素（事故、炉心事故、反応度事故）である事が分かる。さらに研究炉を使った技術要素も存在した。

一方、技術連関性低という事は国レベルでは研究が盛んであるが、原研技術要素が国の注力技術要素を構築していないことを示唆する。それらは、原子力発電所の運転や保守点検に関わる技術要素（原子力発電所、原子炉運転、圧力容器、信頼性、検査、原子炉保守、核計装）および人的因子に係わる技術要素である。

(3-2) 米国—オークリッジ国立研究所 (ORNL)

粗い技術連関性を米国—ORNL で調べてみた。その結果を Fig. 7 に示す。日本—原研の場合 x-軸 30 位に対して y-軸 220 位までプロットしたが、米国—ORNL では x-軸 30 位に対して y-軸 90 位までとなっており、データの発散があまり無い事が特徴的である。

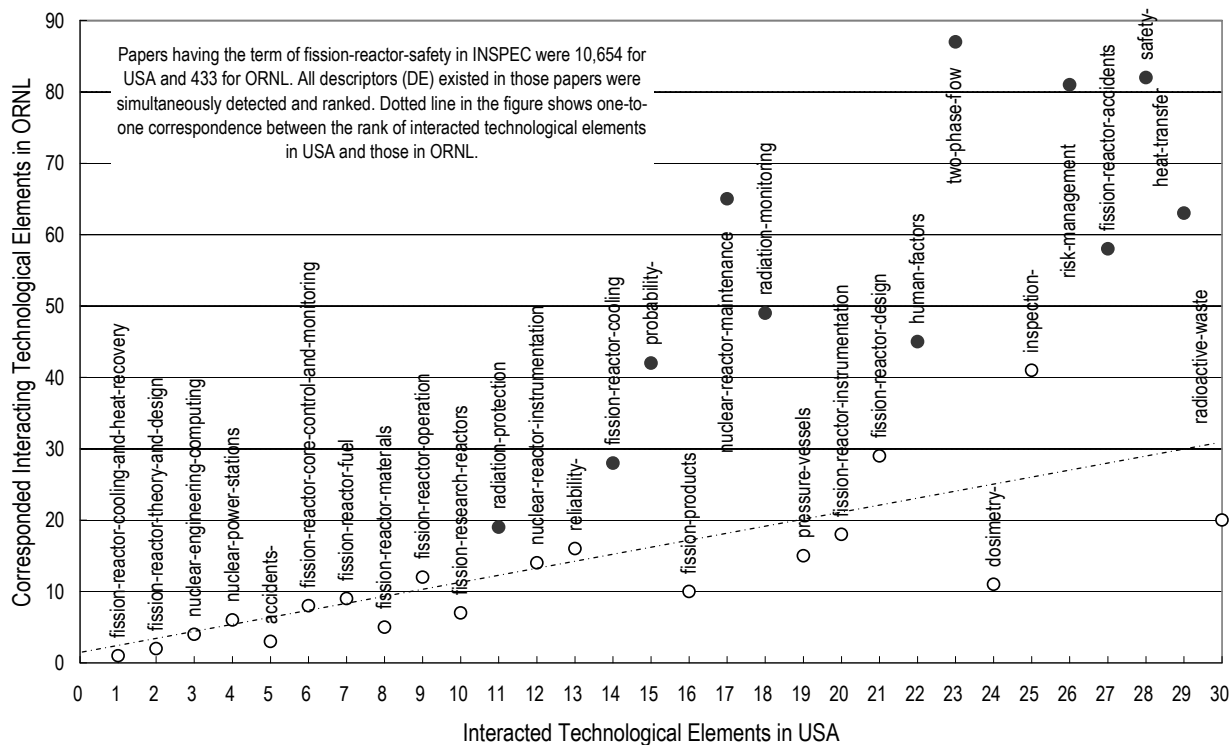


Fig.7 Interacted technological elements for the U. S. and those for the ORNL. If data point is dissociated largely from one-to-one linear corresponding line, strength of technological interaction is judged to be low, and vice versa.

この粗い技術連関判定から得られた結果を Table 4 にまとめた。

Table 4 Results of rough analysis for the interacted technological elements between the U. S. and ORNL. This study was addressed to fission-reactor-safety at a 25-year period.

米国対ORNLの安全性研究	
関連性高	関連性低
原子炉冷却と熱除去	放射線防護
原子炉理論と設計	炉心冷却
工学計算	確率
原子力発電所	原子炉保守
事故	放射線監視
炉心制御と監視	人的因子
原子炉燃料	二相流
原子炉材料	リスク管理
原子炉運転	炉心事故
研究炉	安全性
核計装	熱伝達
信頼性	
核分裂生成物	
圧力容器	
計装	
炉心設計	
ドシメトリー	
検査	
放射性廃棄物	

米国と ORNL の技術関連性高を示唆する技術要素、即ち中核技術要素は、燃料技術要素（原子炉燃料、核分裂生成物）と材料技術要素（原子炉材料）及び事故研究（事故）が典型例である。ORNL では、原子炉の運転及び保守・点検に関わる技術要素（原子力発電所、炉心制御と監視、原子炉運転、信頼性、圧力容器、核計装、検査）が中核技術として顔を出す点が原研と異なる。

一方、技術関連性低という事は国レベルでは研究が盛んであるが、ORNL は中核技術要素を保持していない分野であり、危機管理技術要素（リスク管理、確率、放射線監視、人的因子）や熱水力技術要素（炉心冷却、二相流、熱伝達）が挙げられる。左表で網掛けした技術要素は、日本-原研のケースで出現しなかった技術要素名である。

(3-3) 独一カールスルーエ研究所 (FZK)

粗い技術関連性を独一FZK で調べてみた。その結果を Fig. 8 に示す。日本-原研では x-軸 30 に対して y-軸はランク 220 位までプロットしたが、独 30 位に対して FZK のランクは 200 位まであり、原研と同じく発散型である。

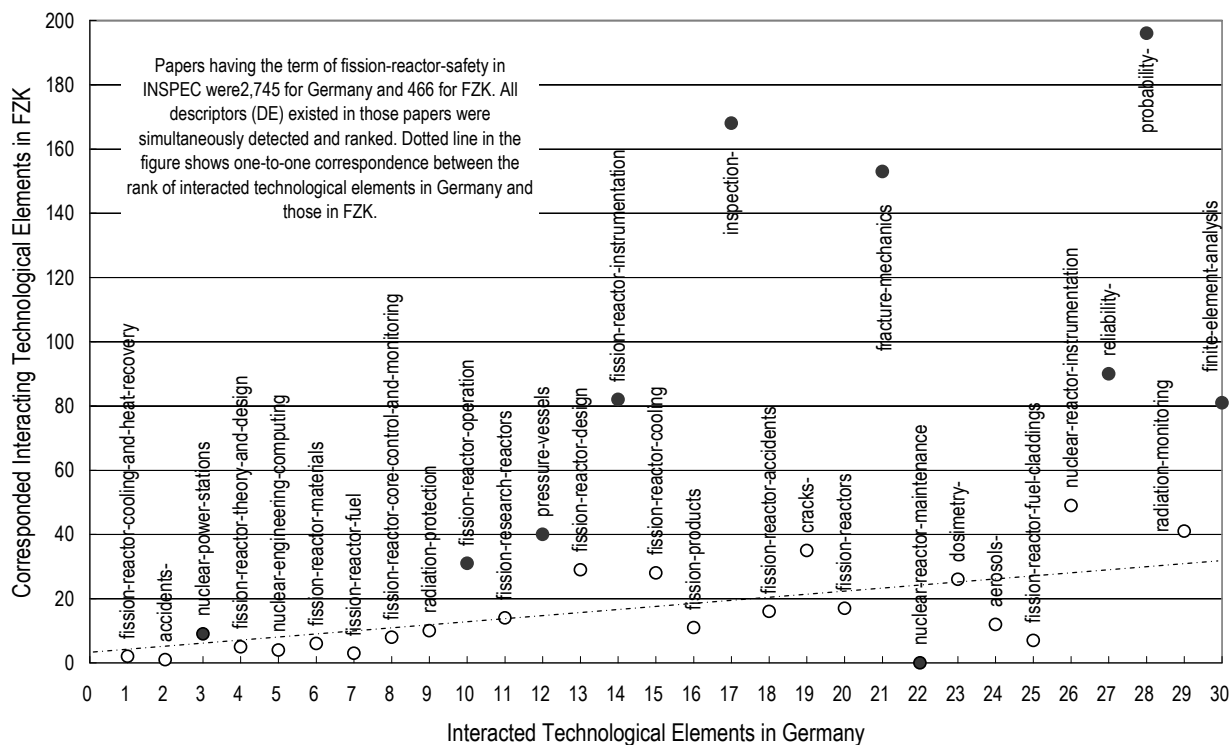


Fig.8 Interacted technological elements in the Germany (x-axis) and those in the FZK (y-axis). If data point is dissociated largely from one-to-one linear corresponding line, strength of technological interaction is judged to be low, and vice versa.

この粗い技術連関判定から得られた結果を Table 5 にまとめた。

Table 5 Results of rough analysis for the interacted technological elements between Germany and FZK; the study was addressed to fission-reactor-safety at a 25-year period.

独国対FZKの安全性研究	
関連性高	関連性低
原子炉冷却と熱除去	原子力発電所
事故	原子炉運転
原子炉理論と設計	圧力容器
工学計算	計装
原子炉材料	検査
原子炉燃料	破壊メカニズム
炉心制御と監視	原子炉保守
放射線防護	信頼性
研究炉	確率
炉心設計	有限要素解析
炉心冷却	
核分裂生成物	
炉心事故	
クラック	
分裂炉	
ドシメリー	
エアロゾル	
燃料被覆管	
核計装	
放射線監視	

独国と FZK の技術関連性高という事は、FZK 技術要素が独国の中核技術要素になっていることを示唆する。それらは、燃料技術要素（原子炉燃料、燃料被覆管、核分裂生成物）、材料技術要素（原子炉材料、クラック）、及び事故技術要素（原子炉冷却と熱除去、事故、炉心事故、エアロゾル）で代表される。また研究炉を使った技術要素もある。原子炉運転及び保守・点検に係わる技術要素（炉心制御と監視）と放射線防護関連技術要素（放射線防護、ドシメリー、放射線監視）は ORNL の結果とも傾向が似ている。

一方、技術関連性低という事は国レベルでは研究が盛んであるが、FZK では中核的な技術要素になっていないもので、主に原子炉の信頼性向上に関する技術要素（原子力発電所、原子炉運転、圧力容器、検査、計装、原子炉保守、信頼性等）がある。これは日本における

原研の結果と傾向一致している。表で網掛けしている部分は日本のケースでは出現しなかった技術要素である。

（3－4）原研—ORNL—FZK

これまでは、類似研究機関についてその研究機関が保有する技術要素が当該国の中核技術に成長したかどうか粗い技術関連を使って判定した。取り上げた3ケースでは、研究機関が所属する国を主、研究機関自体を従とした評価であった。ここでは話が少し複雑になるが、研究所対所属国ではなく、類似研究機関同士の技術関連性を探求する。取り敢えず原研を主、ORNL と FZK を従とした粗い技術関連性を調べてみることにするが、予備研究から、ランク 30 位では項目

が多すぎて調べきれないことが分った。そこで、取り敢えず原研ランク 20 位までを調査対象とした。Fig. 9 は原研—ORNL と原研—FZK について、原研ランキングを x-軸にプロットし、原研技術要素と同じ技術要素名を ORNL と FZK から探し当て、そのランキングをこれまでと同様な方法で y-軸にプロットした。このようなプロットをすると、これまで見てきたのとは少し違う現象が出現する。例えば図の原研ランク 6 位、研究炉 (fission-research-reactor) のように JAERI-ORNL では技術連関性高なのに、JAERI-FZK では技術連関性低と判定されるものが出る。さらに、原研ランク 20 位の技術要素名ヨウ素で見ると、原研では技術要素があるものの、FZK では成長しなかった技術要素もあることが分かる。もう一つ気付くのは、原研の中核技術（技術連関性高の技術要素）が必ずしも ORNL や FZK の中核技術ではないという事である。これは、やはり個々の研究所にはその研究所が持つ研究の特色があるという事を示唆している。

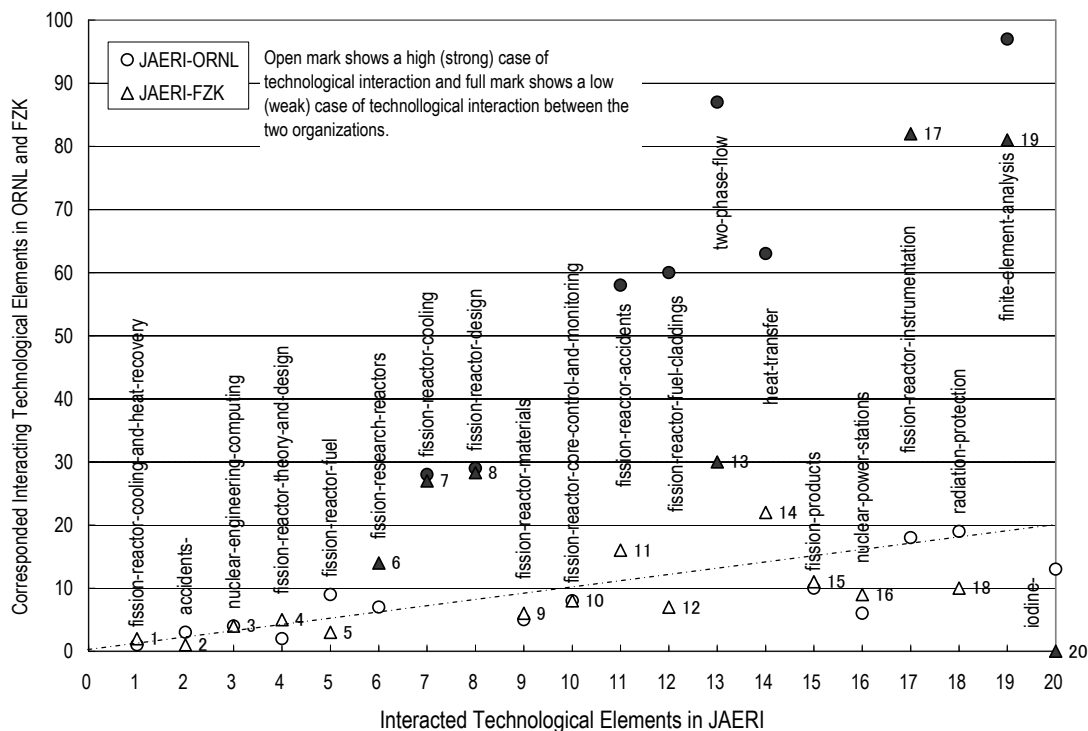


Fig.9 Interacted technological elements in JAERI (x-axis) and those in ORNL(circle) and FZK(triangle). If data point is dissociated largely from one-to-one linear corresponding line, strength of technological interaction is judged to be low, and vice versa.

図から得られた知見をまとめると Table 6 のようになる。

Table 6 Result of rough analysis for the interacted technological elements between JAERI-ORNL and JAERI-FZK; this study was addressed to fission-reactor-safety at a 25-year period.

原研を基軸にしたORNL、FZKの安全性研究		
連関性高(ORNL,FZK共に高)	連関性中(一方が高、一方が低)	連関性低(ORNL,FZK共に低)
原子炉冷却と熱除去	研究炉(ORNL高、FZK低)	炉心冷却
事故	炉心事故(ORNL低、FZK高)	炉心設計
工学計算	燃料被覆管(ORNL低、FZK高)	二相流
原子炉理論と設計	熱伝達(ORNL低、FZK高)	有限要素解析
原子炉燃料	核計装(ORNL高、FZK低)	
原子炉材料	ヨウ素(ORNL高、FZK低)	
炉心制御と監視		
核分裂生成物		
原子力発電所		
放射線防護		

表の一番左側は、JAERI-ORNL 及び JAERI-FZK の両者が揃って技術要素連関性高(中核技術)と判断されたものである。概略、原子力発電所の総体に係わる技術要素(工学計算、原子炉理論と設計、炉心制御と監視、原子力発電所、放射線防護)、原子炉燃料(核分裂生成物含む)と材料および原子炉事故に係わる技術要素(原子炉冷却と熱除去、事故)が含まれている。これらは、原研のみならず ORNL や FZK で必須の研究技術要素であったと理解される。

表の中央部分是一方の機関が高で、もう一方の機関が低という評価である。原研は{核計装、ヨウ素及び研究炉}といった技術要素で ORNL と技術連関性が高いが逆に FZK とは技術連関性が低い。一方、炉心事故、燃料被覆管、熱伝達といった技術要素で原研は FZK と連関性が高く、逆に ORNL とは連関性が低いことが分かる。

表の一番右側は、JAERI-ORNL 及び JAERI-FZK の両者が揃って技術要素連関性低という研究技術領域であり、炉心冷却、炉心設計、二相流、有限要素解析が該当する。

(3-5) 日本—米国—独

前節では、原研を基軸とした類似研究所間での技術連関性及び中核技術を観察したが、これを国レベルで置き換えるとどうなるかを試みた。即ち、日本を主、米国と独を従とした粗い技術連関性を調べてみた。日本ランク 20 位までが調査対象である。Fig. 10 は日本—米国と日本—独について、原研ランキングを x-軸にプロットし、原研技術要素と同じ技術要素名を米国と独から探し当て、そのランキングを y-軸にプロットしたものである。例えば、図の日本ランク 10 位、

核分裂炉の設計 (fission-reactor-design) のように JAERI-米国では技術関連性低と判断されるのに、日本一独では技術関連性高と判定されるものが出る。もう一つ気付くのは、日本の中核技術（技術関連性高の技術要素）が必ずしも米国、独の中核技術ではないという事である。しかし、国同士の比較では、重要な技術要素に対する認識にはあまりずれがなく、ランク上位側に多くの技術関連性高の技術要素が集中する。これが一つの特徴である。

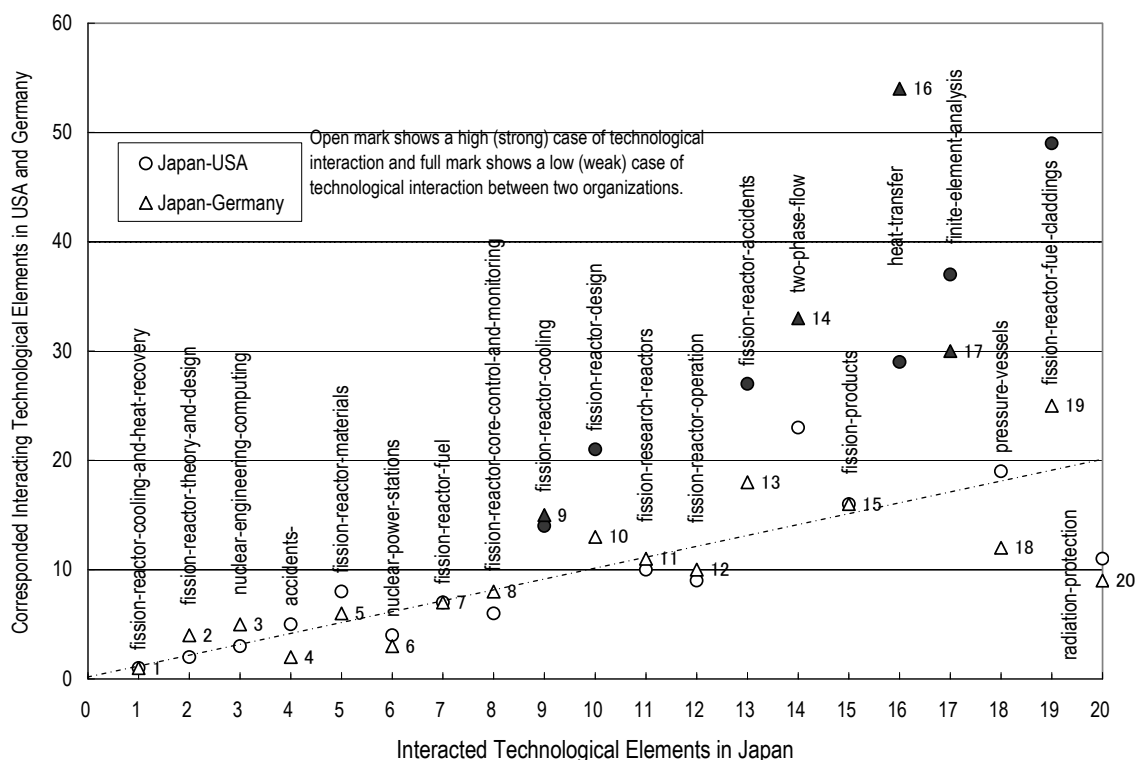


Fig.10 Interacted technological elements in Japan (x-axis) and those in the U. S. (circle) and Germany (triangle). If data point is dissociated largely from one-to-one linear corresponding line, strength of technological interaction is judged to be low, and vice versa.

図から得られた知見をまとめると Table 7 のようになる。

Table 7 Results of rough analysis for the interacted technological elements between Japan-the U. S. and Japan-Germany; this study was addressed to fission-reactor-safety at a 25-year period.

日本を基軸にした米、独の安全性研究		
連関性高(米、独共に高)	連関性中(一方が高、一方が低)	連関性低(米、独共に低)
原子炉冷却と熱除去	炉心設計(米高、独低)	炉心冷却
原子炉理論と設計	炉心事故(米低、独高)	熱伝達
工学計算	二相流(米高、独低)	有限要素解析
事故	燃料被覆管(米低、独高)	
原子炉材料		
原子力発電所		
原子炉燃料		
炉心制御と監視		
研究炉		
原子炉運転		
核分裂生成物		
圧力容器		
放射線防護		

表の一番左側は、日本—米国及び日本—独ともに技術要素の連関性が高のもの（中核技術と認識されるもの）であり、原子力発電所の総体に係わるもの（原子炉理論と設計、工学計算、原子力発電所、炉心制御と監視、原子炉運転、圧力容器、放射線防護）がある。さらに、原子炉燃料(核分裂生成物含む)と材料および原子炉事故（原子炉冷却と熱除去、事故）に関係したものが存在する。表中央は、日本以外の一方の国における技術要素の連関性が高で、もう一方の国のそれが低というものである。日本は {炉心設計と二相流} といった技術要素で米国と連関性が高いが逆に独とは連関性が低い。日本は {炉心事故、燃料被覆管} といった技術要素で独と連関性が高いが逆に米とは連関性が低い、といったような事が明らかになった。

表の一番右側は、日本—米国、日本—独於いて、揃って技術要素の連関性が低いものであり、{炉心冷却、熱伝達、有限要素解析} が該当する。

4.2 比較優位指数 (CPI) を使った中核技術の独自性評価

4.1 章では、INSPEC25年の解析から得られた上位ランク 30 位までの技術要素について、類似研究所と国、類似研究所間、国同士というような状況でどのような技術要素が中核技術として発展したのかを、技術連関性の観点から判断し、議論してきた。判断の仕方は、1:1 相当直線からの乖離度合いから見ており、定性的である。ここでは、そのような定性的判断ではなくて CPI を使って定量的

に類似研究所間の中核技術とその独自性を評価する。

(1) 評価方法

Table 8 は左から 4 列までは前出 Table 1 と同じである。すなわち、INSPEC での検索期間 25 年間、検索項目を核分裂炉安全性とした場合の INSPEC 出力をランキング化したものである。ランク (原研論文数に基づくランク) は 32 位までを示し、6 位から 27 位までは都合で省略している。比較優位法 (CPI) によってどのような採点がなされるのかをランク 2 位の事故 (accident-) を使って説明する。

Table 8 Results of INSPEC search; as input “fission-reactor-safety” was used, where the period was covered from 1978-2002.

fission reactor safety(all period)		Japan	JAERI		
Papers having CT=fission reactor safety		2,056	468	CPI/JAER	JA/Japan
Descriptor	Rank	Papers	Papers	-	%
fission-reactor-cooling-and-heat-recovery	1	612	171	1.0	28
accidents-	2	322	150	1.7	47
nuclear-engineering-computing	3	397	103	1.0	26
fission-reactor-theory-and-design	4	457	95	0.8	21
fission-reactor-fuel	5	178	68	1.4	38
radioisotopes-	28	24	6	0.9	25
reactivity-fission-reactors	29	32	6	0.7	19
shielding-	30	25	6	0.9	24
stress-analysis	31	22	6	1.0	27
uranium-compounds	32	12	6	1.9	50
Sum		3,652	985	0.2697	

Rank 2:accidents-のケース

Accidents というキーワードを有する日本所属の論文総数は第 3 列目から 322 論文である。続いて、Accidents というキーワードを有する原研所属の論文総数は第 4 列目から 150 論文である。従って、Accident について、日本における原研論文の存在割合は

$$150/322 \times 100 = 47\% \dots \dots \dots /1/$$

となる。

Accident を含む対象ランク 32 位までの日本論文の総数は第 3 列最終行から 3,652 論文である。Accident を含む対象ランク 32 位までの原研論文の総数は第 4 列最終行から 985 論文である。対象とするランク 32 位までにおいて、日本における原研論文の存在割合は

$$985/3652 \times 100 = 27\% \dots \dots \dots /2/$$

となる。

このとき、Accidents-の比較優位指数 CPI は

$$47/27=1.7 \dots \dots \dots /3/$$

となる。

この比の値が 1.0 を越えたものは優位性があると定義され、1.0 を越えないものは優位性がない（劣位）と定義される。表の 6 列目は各技術要素について CPI を計算した結果を示す。CPI の平均値は 0.27 となった。また、6 列目は日本における原研論文の存在割合を各技術要素について計算した結果を示す。

ここでは、日本—原研を例にとりて CPI 値の計算方法とその結果を示したが、勿論、米国—ORNL、独—FZK についても同じ計算方法を適用できる。参考に表の 5 列目即ち対象研究機関の CPI を x-軸に、そして 6 列目即ち国に対する研究機関の CPI 比率を y-軸にプロットした結果を Fig. 11 として示す。CPI は当該技術要素の国内論文存在率によく比例している事が分かる。

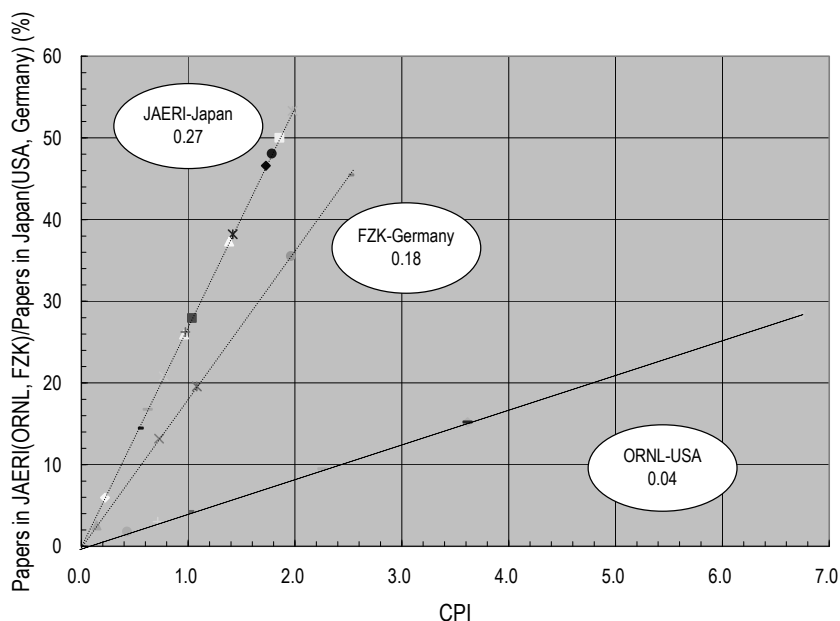


Fig.11 (X-axis): CPI at each institution and (y-axis) papers in JAERI (ORNL, FZK) divided by papers in Japan (the U. S., Germany). Numerals of 0.27, 0.18 and 0.04 are averaged CPI values for the JAERI-Japan, the U. S. –ORNL and Germany-FZK.

(2) 類似研究機関の中核技術要素とその独自性

原研を主とし、ORNL と FZK を従とした CPI 評価を実施する。この場合、原研を主とした事による弊害は INSPEC から出力された技術要素として原研の上位ランク 18 位までの技術要素を代用する事である。このため、原研に優位な CPI 判定結果が出やすくなる。Table 9 はこの弊害を全体条件とした CPI 評価結果である。第 1 行は類似研究機関名であり、カールスルーエ (FZK) はここでは Karlsruhe 又は省略形で K と記載してある。第 2 行目に類似 3 研究機関の重複を許さない論文数 468 等が記載してある。第 3 行目以降は、キーワード(Control terms)に対応して各研究機関が階層構造を持っているため、重複を許した論文数と各研究機関の論文数の和が示されている。これを使って計算した CPI 値を 5 列(原研), 6 列 (ORNL) 及び 7 列目 (FZK) に示す。ここでは、技術関連性が高 (CPI ≥ 1.0) -即ち中核技術、と判定された要素技術数が、原研で 18 中 12、ORNL で 18 中 8、FZK で 18 中 7 となっている。

Table 9 CPI of three prestigious research institutes; this study was addressed to fission reactor safety for a year-25. As tool, INSPEC was used.

JAERI+ORNL+K	JAERI	ORNL	karlsruhe	CPI			fission reactor safety(all period)
	468	433	466	JAERI	ORNL	karlsruhe	
	Papers	Papers	Papers				Controlled Terms
405	171	93	141	1.1	0.9	1.0	fission-reactor-cooling-and-heat-recovery
370	150	71	149	1.0	0.7	1.2	accidents-
262	103	67	92	1.0	0.9	1.0	nuclear-engineering-computing
235	95	75	65	1.0	1.2	0.8	fission-reactor-theory-and-design
204	68	39	97	0.8	0.7	1.4	fission-reactor-fuel
116	50	49	17	1.1	1.6	0.4	fission-research-reactors
59	42	9	8	1.8	0.6	0.4	fission-reactor-cooling
53	36	9	8	1.7	0.6	0.4	fission-reactor-design
127	34	55	38	0.7	1.6	0.9	fission-reactor-materials
96	28	40	28	0.7	1.5	0.9	fission-reactor-core-control-and-monitoring
42	25	4	13	1.5	0.4	0.9	fission-reactor-accidents
57	24	4	29	1.1	0.3	1.5	fission-reactor-fuel-claddings
29	18	3	8	1.6	0.4	0.8	two-phase-flow
29	16	4	9	1.4	0.5	0.9	heat-transfer
64	14	26	24	0.6	1.5	1.1	fission-products
92	14	51	27	0.4	2.1	0.9	nuclear-power-stations
24	9	13	2	1.0	2.0	0.2	fission-reactor-instrumentation
46	9	12	25	0.5	1.0	1.6	radiation-protection
2,310	906	624	780				

この表は類似研究機関に関する CPI 評価である。原研の場合、類似研究所比較では中核技術と断言できても、国内評価(日本—原研を CPI 評価した結果。Table 8 参照)では中核技術と断定できない場合があるかも知れない。そこで、国内 CPI 評価と類似研究機関 CPI 評価を重ね合わせた表を作成した。それが Table 10 で

ある。表左側 1 列から順番に、原研を主とした技術要素で原研ランク順に並べたもの、その省略形、原研におけるランク、3 類似研究機関に対して実施した CPI 値、国内(日本一原研)CPI 値、ORNL における技術要素の省略形、ORNL におけるランク、3 研究機関 CPI 値、国内(米国一ORNL) CPI 値、カールスルーエにおける技術要素の省略形、カールスルーエにおけるランク、3 研究機関 CPI 値、国内(独一FZK) CPI 値となる。原研についてみれば、2 列目から 5 列目で、技術要素の省略形とランク、2 様の CPI 値が一括りで示されている。ここで、例えばランク 4 の核分裂炉の理論と設計(fission-reactor-theory-and-design)をみると、3 類似研究機関間の CPI は 1.0 であるが、国内 CPI は 0.8 である。これは、類似研究機関比較では優位性を確保したが国内的には優位性を確保していないという事を示唆している。このように一つ又は両方の CPI が 1.0 を下回った場合は、表から省略形名と研究機関でのランクを削除することとした。この手順を繰り返していくと、最終的には国内で優位性保ちかつ類似研究機関間でも優位性を保持した中核技術のみが残る事となる。

この表から得られた知見を分かり易くまとめたのが **Table 11** である。

Table 10 Eighteen control terms originated from JAERI technological elements and
CPI results obtained from prestigious nuclear research institutes.

JAERI (11)	Rank	3機関	国内	ORNL (5)	Rank	3機関	国内	Karlsruhe (7)	Rank	3機関	国内
cooling and heat recovery	1	1.1	1.0			0.9	0.8	cooling and heat recovery	2	1.0	1.1
accidents	2	1.0	1.7			0.7	1.0	accidents	1	1.2	1.5
computing	3	1.0	1.0			0.9	0.8	computing	4	1.0	1.1
		1.0	0.8			1.2	0.7			0.8	0.7
		0.8	1.4			0.7	1.1	reactor-fuel	3	1.4	1.9
research-reactors	6	1.1	1.8	research reactors	7	1.6	2.2			0.4	0.9
cooling	7	1.8	1.0			0.6	0.9			0.4	0.6
design	8	1.7	1.0			0.6	1.1			0.4	0.6
		0.7	0.5	reactor materials	5	1.6	1.5			0.9	0.6
		0.7	0.6	core control & monitoring	8	1.5	1.0			0.9	0.7
reactor accidents	11	1.5	1.4			0.4	0.7			0.9	1.1
fuel claddings	12	1.1	2.0			0.3	1.1	fuel claddings	7	1.5	3.5
two phase flow	13	1.6	1.1			0.4	0.4			0.8	1.2
heat transfer	14	1.4	1.2			0.5	0.8			0.9	2.0
		0.6	1.0	fission products	10	1.5	2.7	fission products	11	1.1	1.9
		0.4	0.2			2.1	0.6			0.9	0.3
instrumentation	18	1.0	1.1	instrumentation	18	2.0	1.6			0.2	0.1
		0.5	0.7			1.0	0.8	radiation protection	10	1.6	1.1

Table 11 Key or core technology developed in the prestigious 3 nuclear research institutes; this study was addressed to fission-reactor-safety during a 25-year. As tool, INSPEC was used.

JAERI	ORNL	FZK
原子炉事故		
事故		事故
工学的計算		工学的計算
原子炉設計		
	炉心制御と監視	
		原子炉燃料
燃料被覆管		燃料被覆管
	核分裂生成物	核分裂生成物
原子炉冷却		
原子炉冷却と回復		原子炉冷却と回復
二相流		
熱伝達		
	原子炉材料	
計装	計装	
		放射線防護
研究炉	研究炉	

(1) 育成された中核技術

左表は、国内比較(例、JAERI 対日本)で優位性を保持し(CPI≥1.0)かつ3類似研究機関間比較でも優位性を保持した、所謂、中核技術分野である。その結果、JAERI では11の、ORNL では5の、そしてFZK では7の中核(注力)技術分野をこの25年間で育てられた。表中黒く塗りつぶした中核技術(原研に関する第1列に着目すると{原子炉事故、原子炉設計、原子炉冷却、二相流}の4技術要素、ORNLに関する第2列に着目すると{炉心制御と監視、核分裂生成物、原子炉材料、計装及び研究炉}の5技術要素、FZKに関する第3列に着目すると{燃料被覆管と放射線防護}の2技術要素)は特に優位(CPI≥1.5)な中核技術である。すなわち、これらは各研究機関で発展した独自中核技術であるといえる。

(2) 類似研究機関間の連関性

JAERI と FZK は、安全性分野では LOFT(Loss-of-Fluid Test)計画等で協力関係にあったがそれを裏打ちするように{事故、工学的計算、燃料被覆管、原子炉冷却}の4分野で連関している。このうち燃料研究分野を代表する{燃料被覆管}でFZKはJAERIより優位にある。JAERI と ORNL は{計装及び研究炉}の2分野で連関する。

5. 結論 (Conclusions)

原研(日本)、オークリッジ国立研究所 (ORNL、米国) 及びカールスルーエ研究所 (FZK、独) を対象に INSPEC による技術連関分析 (期間 ; 1978-2002 年(25年)) を実施した。3類似研究機関ではこれまでに共通的に水炉安全性研究が実施されてきたが、研究遂行上必要となるニーズを満足させるには、技術的な観点から色々な連関技術要素及び連関技術要素のなかでも連関性が特に高いと判

断される中核技術(core technology)が育成されてきたと思われる。本報の目的は計量書誌的手法によりこれを見出す事にある。

(1) INSPEC に「核分裂炉の安全性(fission-reactor-safety)」という統制語(control term)を入力したところ、米国に関しては日・独の 5 倍の論文数(10,654 論文)、約 2 倍の関連技術要素(1,273)があることが分かった。3 類似研究機関間では、原研、ORNL 及び FZK における論文出力数は 468,433 及び 466、一方、関連技術要素の出力数は 274,271 及び 247 であった。INSPEC から得た出力総数は 3 類似研究機関間で殆ど差異がなかった。

(2) 国内比較

INSPEC 出力総数 274 であったがこれは大きすぎるため、比較対象の技術要素数を 30 に絞った粗い技術関連分析を実施した。日本全体に対する原研の安全性研究において 30 技術要素中 22 が中核技術（言い換えれば、技術関連性が国に対して高い技術）と判断された。その代表的なものとは、燃料技術要素（原子炉燃料、燃料被覆管、有限要素解析、核分裂生成物）、材料技術要素（原子炉材料、クラック、腐食）、熱水力技術要素（炉心冷却、冷却材、二相流、熱伝達）及び事故技術要素（事故、炉心事故、反応度事故）が挙げられる。

米国については 30 技術要素中、19 が ORNL 中核技術であると判断された。それらの項目は原研と殆ど同じであるが、原研には無い ORNL 中核技術として、原子炉の運転及び保守・点検に関わる技術要素（原子力発電所、炉心制御と監視、原子炉運転、信頼性、圧力容器、核計装、検査）がある。一方、ORNL には無い原研中核技術は熱水力中核技術である事も分かった。

独国については 30 技術要素中、20 が FZK 中核技術であると判断された。殆どが原研と同じであるが、FZK 独自の中核技術として放射線防護技術要素（放射線防護、ドシメトリー、放射線監視）があ。事故技術要素（原子炉冷却と熱除去、事故、炉心事故、エアロゾル）は日米独との国際協力で主要な課題として取り上げられたものが含まれている。

(3) 類似研究機関比較

20 の技術要素を比較対象とし、3 類似研究機関間で共通的に発展した中核技術は何かを調べた。その結果、中核技術にふさわしく技術関連性高と判断されたのは、原子力発電所技術要素（工学計算、原子炉理論と設計、炉心制御と監視、原子力発電所、放射線防護）、燃料技術要素（核分裂生成物含む）、材料技術要素、及び事故技術要素（原子炉冷却と熱除去、事故）の、合わせて 10 中核技術であることが判明した。同じ事を日本—米国—独国の 3 ヶ国間で実施したが、得られた中核技術は 13 で前出の 3 類似研究機関のものと殆ど同じであった。これは、3 類似研究機関が当該国の安全性研究の主たる推進役となってきた事を示唆している。

(4) 比較優位指数 (CPI) による独自中核技術の定量的抽出

18 の技術要素を比較対象として 3 類研究機関の技術連関性を CPI により定量的かつ客観的に調べた。原研の影響が大きい技術要素を比較の基準と設定したため最初から原研に有利な判定が出ると予測される事、CPI 計算の対象は研究機関のみだけでなく、例えば、原研の日本における国内優位性も合わせて評価する事、という付帯条件付で比較した。

その結果、明らかにされた中核技術の数は、原研について 18 中 11、ORNL について 18 中 5、そして FZK について 18 中 7 であった。この中で特に $CPI \geq 1.5$ といったような中核技術はその研究所における独自中核技術と考えられるが、原研では {原子炉事故、原子炉設計、原子炉冷却、二相流} が、ORN では {炉心制御と監視、核分裂生成物、原子炉材料、計装及び研究炉} が、FZK では {燃料被覆管と放射線防護} が、そうであると明らかにされた。

原研とカールスルーエ (FZK) は、安全性分野では LOFT 計画等で協力関係にあったがそれを裏打ちするように {事故、工学的計算、燃料被覆管、原子炉冷却} の 4 技術要素で強く連関した。このうち燃料研究分野を代表する {燃料被覆管} で FZK は原研より優位性が高く、この研究分野で卓越していた事が分かった。一方、原研と ORNL は {計装及び研究炉} の 2 技術要素で強く連関した。

謝辞 (Acknowledgement)

本研究の遂行にあたり、研究技術情報部の米澤稔氏には INSPEC の出力に関して色々ご議論を賜りました。(株)ケーシーエスの小田久子氏(当時)及び室伏昭氏には INSPEC のランに関して多大なご協力を得ました。ここにお礼申し上げます。

参考文献 (References)

- 1) 研究業務評価検討アドホック委員会：日本原子力研究所事業の達成と研究成果の社会・経済的効果に関する評価報告書、JAERI-Review 2002-019 (2002.8)
- 2) 研究業務評価検討アドホック委員会：日本原子力研究所事業の達成と研究成果の社会経済的効果に関する評価報告書 (II) -日本原子力研究所における基礎・基盤研究の社会経済的評価、JAERI-Review 2003-036 (2003.11)
- 3) 柳澤和章：計量書誌的手法を用いた途上評価-外国類似研究機関との機関比較、JAEA-Review 2006-003 (2006.3)
- 4) 菰田文男著：科学・技術と価値- 連関分析アプローチ、多賀出版 (2000).

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位

基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電流量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V	m ⁻² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照度	ルーメン	lm		cd sr ^(c)
放射線量	ルクス	lx		lm/m ²
放射線種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		m ² cd s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についての、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で「radioactivity」と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI組立単位		
	名称	記号	SI基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ = s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² = s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ³ kg s ⁻²
電荷密度	ボルト毎メートル	V/m	m kg s ⁻³ A ⁻¹
表面電荷	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ = kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)′=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1ha=1hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1L=1l=1dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1u=1 Da
天文単位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ⁻¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁻⁴ cd m ⁻²
ファ	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² 10 ⁴ lx
ガル	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe ≐ (10 ³ /4π)A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「≐」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R = 2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm = 101 325 Pa
カロリ	cal	1cal=4.1858J (「15°C」カロリ), 4.1868J (「IT」カロリ), 4.184J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

