

參考資料

目次

参考資料 1 ADS の開発について	1
参考資料 2 低出力炉の役割と施設概念.....	5
参考資料 3 中性子散乱実験を主目的とするパルス炉について	7
参考資料 4 もんじゅサイトを活用した試験研究炉と連携した熱流動試験装置の検討.....	13

ADSの開発について

ADS開発ロードマップにおける位置づけ

臨界集合体 (高速炉, 熱中性子) + 加速器

【ADS 関連の研究開発】

高速炉体系 + 加速器 300 ~ 400 MeV

- ・ 高速未臨界 + 核破碎中性子源の予測精度評価
 - ・ 加速器駆動の運転、制御性検証
 - ・ 少量サンプルによるMAの核特性の予測精度評価 など
- ※ TEF-P相当のMA装荷実験(数十kgオーダー)には、
MA燃料調達コストが別途必要

【その他の研究開発】

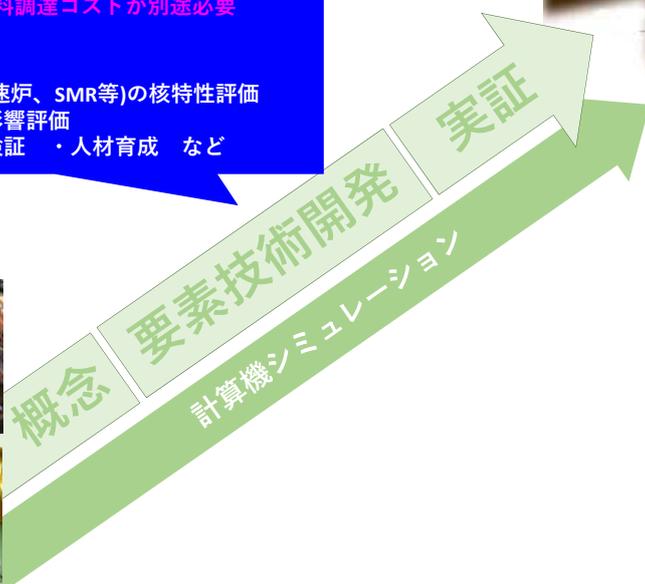
KUCA と FCA の機能継承

- ・ 新型炉(次世代軽水炉、高速炉、SMR等)の核特性評価
- ・ 新燃料や新材料の反応度影響評価
- ・ 核データ及び解析コード検証 ・ 人材育成 など

実機ADSプラント



KUCA-FFAGの結合 によるADS実験



KUCA（熱中性子炉体系） - FFAG（陽子加速器）の主な成果

- 100 MeV陽子とタングステン(W)ターゲットの相互作用による核破砕中性子を中性子源とした熱中性子炉体系でのADSを実現し、基礎実験データを取得した。
“First Injection of Spallation Neutrons Generated by High-Energy Protons into the Kyoto University Critical Assembly,” J. Nucl. Sci. Technol., 53, (2009).
- 100 MeV陽子をADSのターゲット材候補であるタングステン(W)、鉛ビスマス(Pb-Bi)などに入射し、核破砕中性子源としての特性データを取得した。
“Neutron Characteristics of Solid Targets in Accelerator-Driven System with 100 MeV Protons at Kyoto University Critical Assembly,” Nucl. Technol., 192, (2015).
- ADSの冷却材候補である鉛ビスマス(Pb-Bi)の核データ評価のため、KUCAにおいて比較的硬い中性子スペクトル領域を設け、Pb及びBiの特性データを取得した。
“Validation of Pb Nuclear Data by Monte Carlo Analyses of Sample Reactivity Experiments at Kyoto University Critical Assembly,” J. Nucl. Sci. Technol., 53, (2016).
“Experimental analyses of bismuth sample reactivity worth at Kyoto University Critical Assembly,” J. Nucl. Sci. Technol., 55, (2018).

ADSの主な研究開発課題と必要な実験設備

ADS研究開発の目的	研究・開発課題	必要な実験設備
核破砕中性子源駆動による高速未臨界体系の核特性評価	未臨界体系における出力分布の予測精度評価	臨界実験装置+加速器
	未臨界度測定手法の高度化	
	未臨界度の決定は安全性および加速器出力の設定に影響	
	中性子源の実効強度の信頼性向上	
	核破砕中性子源の空間・方向・エネルギー分布が影響	
	高エネルギー中性子の影響評価	
加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証	ターゲット、ビーム窓、ポイドの存在による影響評価	臨界実験装置
	従来の高速炉には無い構造	
	実効増倍率、出力分布、中性子漏洩等に影響	
	鉛-ビスマス冷却材の核特性評価	
	中性子スペクトル、冷却材ポイド反応度に影響	
	ビーム出力調整によるフィードバック制御性の検証	
加速器駆動ハイブリッドシステムの運転・制御性検証	原子炉では出力を数桁にわたる安定な制御性	臨界実験装置+加速器
	ビーム出力調整による所定の炉出力での制御性	
	ビームトリップ時および立ち上げ時の挙動確認	
	温度係数の測定（炉心、ターゲット）	
	出力振動、炉心のデカリングの挙動確認	
	エネルギー増倍率の決定	
MA及び長半減期核分裂生成物の核変換特性評価	MAの核変換率の予測精度評価	臨界実験装置
	MA、長半減期核分裂生成物の少量サンプルによる反応度値の予測精度評価	
	長半減期核分裂生成物用減速領域付き体系の核特性評価	
	MAや高次Puの含有燃料を部分装荷した模擬実験による核特性評価	
	(冷却材ポイド)反応度、トップラ-反応度、実効遅発中性子割合等)	臨界実験装置+加速器 +MA燃料の調達
	MA窒化物燃料炉心の模擬実験による核特性評価	

低出力炉の役割と施設概念

1. 燃・材料照射試験

燃・材料の中性子照射試験の目的は、① 軽水炉の高度化研究に関する実証試験、② 照射損傷メカニズム解明研究であり、研究課題としては、① 原子炉構造材料の照射誘起応力腐食割研究、② 燃料の過渡試験、③ 中性子照射損傷に与える温度履歴の影響等が挙げられる。そのため、JMTR 等では、温度、応力、水環境制御を行うとともに照射中の破損を検出する試験や、原子炉出力上昇中の低温照射履歴を除いた照射効果の評価が行われてきた。

2. 照射試験炉の状況

1. で述べた照射試験を行ってきた JMTR (日本)、HBWR (ノルウェー/OECD)、OSIRIS (フランス) 等が廃止され、燃・材料照射試験研究に支障をきたしており、我が国や欧州ではその代替炉の建設や検討がされている。国内では、JRR-3 や KUR の垂直実験孔の利用が考えられるが、実験孔の数が少ないことや照射孔の径寸法が小さいことから十分な対応ができない。

3. 中性子照射試験研究への低出力炉の役割

表 1 に多目的低出力の事例を示す。これらの研究炉は、

- ・多くの垂直実験孔を有する。
- ・熱中性子束は $1 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$ のオーダーであり、大型照射試験炉に比べて中性子束が小さい。そのため発電炉の高経年化に対する実証試験はできないが、損傷メカニズム解明研究には利用可能である。

表 1 多目的低出力炉

名称	国	出力 (kw)	冷却方式	中性子束 ($\text{n/cm}^2/\text{s}$)		実験孔		初臨界
				熱	高速	垂直	水平	
RA-6	アルゼンチン	500	軽水強制対流	1.1E^{13}	1.8E^{12}	22	0	1982
IPR-R1	ブラジル	100	軽水自然対流	4.3E^{12}	1.5E^{12}	40-80	0	1960
KARTINI -PSTA	インドネシア	100	軽水自然対流	1.9E^{12}	1.6E^{12}	42	0	1979
LENA	イタリア	250	軽水自然対流	1.0E^{13}	1.2E^{13}	2+1rack	6	1965
TIGA Mark2	スロベニア	250	軽水自然対流	1.0E^{13}	1.6E^{12}	47	8	1966
DNRR	ベトナム	500	軽水自然対流	2.1E^{13}	6.0E^{12}	3	5	1963

この表中での研究炉の内 DNRR の炉心構成図を図 1 に示す¹⁾。この研究炉は自然対流軽水冷却炉で炉心中央に Neutron Trap (熱中性子束 $2.21 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$)、燃料領域に 4 の照射孔 (熱中性子束 $1.28 \times 10^{13} \text{n/cm}^2/\text{s}$)、燃料領域外側のラックに 40 の照射孔 (熱中性子束 $4.3 \times 10^{12} \text{n/cm}^2/\text{s}$) が設置されている。

4. もんじゅサイトを活用した新たな試験研究炉概要

もんじゅサイトを活用した低出力炉の概要を図 2 に示す。本炉は複合環境下での照射損傷に関する基礎研究と中性子ラジオグラフィ等を主要な目的とした 500kW の自然対流軽水冷却炉である。垂直照射孔は中性子束の大きい炉心部近傍に設け、中性子ラジオグラフィのために炉心右側にグラファイト反射体を配置する。この反射体にも垂直実験孔を設ける。炉心左側にはプールサイドファリティ (PSF) を配置し、そこにインパイルループを設置し燃料の過渡試験等を行う。PSF は中性子束を高めるために炉心燃料部に直接接するよう配置する。また必要に応じこの領域にブースター燃料を設置する。

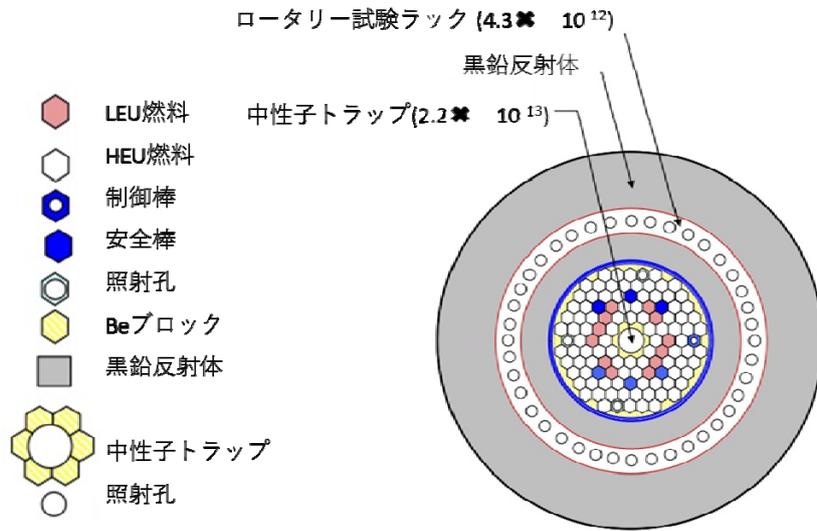


図1 DNRR 炉心

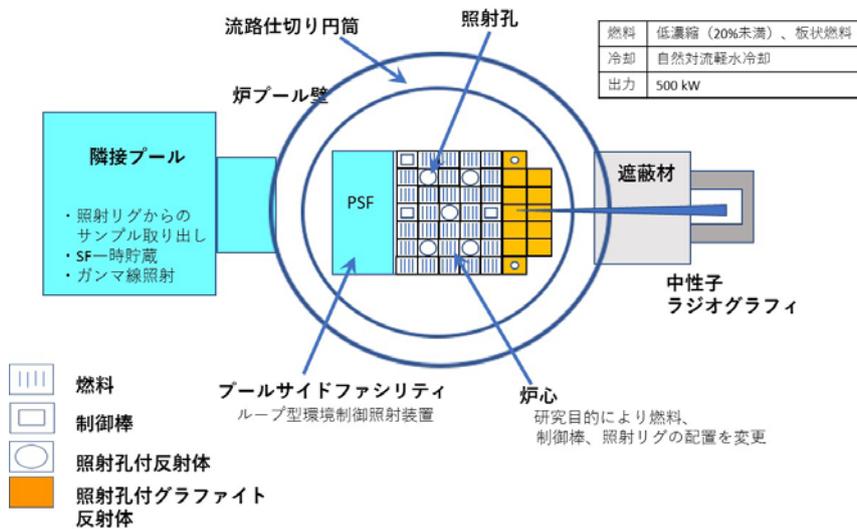


図2 低出力炉概念

【参考資料】

- 1) The Role of a Research Reactor in the National Nuclear Energy Programme in Vietnam ; Present and Future, International Conference on “Research Reactors : Dafe Management and Effective Utilization” 14-18 November 2011

中性子散乱実験を主目的とするパルス炉について

1. パルス炉の世界の事例

パルス炉はベース出力が小さく、自然対流冷却が可能であるとともに大きなピーク出力を得られることから、中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ、燃料の反応度事故に関する安全研究、人材育成・訓練に広く活用され、表 1 に示すように世界で 38 基の TRIGA のうち 23 基がパルス炉である¹⁾。なお、多くのパルス炉は反応度事故時の燃料の安全研究を目的とした単発パルス炉である。

中性子散乱実験、中性子ラジオグラフィ、放射化分析等を目的とする連続パルス炉は表 2 に示す 4 つの事例がある。これらのパルス炉の内、TRIGA 2 (オーストリア) と IBR-2 (ロシア) の構造と仕様を図 1～図 2 に示す^{2,3)}。

2. パルス炉による中性子散乱実験

中性子散乱実験を主たる目的とする研究炉は、我が国の JRR-3 やオーストラリアの OPAL 等で優れた成果を出しているが、パルス炉は中性子散乱実験及び中性子ラジオグラフィ研究の萌芽を目指しトライアルユースによる研究の方向を決めた後、JRR-3 との連携で新材料開発研究のイノベーションに貢献するものである。

3. 原子炉システム

図 3 にパルス炉の概要を示す。炉心は下部格子板に燃料、反射体要素、制御棒による燃料領域を構成し、燃料領域の外側には黒鉛の減速材を配置する。中性子散乱実験用及び中性子ラジオグラフィ用中性子導管は、黒鉛減速材中に合わせて 6 本挿入する。パルス発生機構は炉心中央部に装荷する。中性子ビームラインの内、中性子ラジオグラフィ及び中性子散乱実験用のそれぞれ 1 本は冷中性子源とレイノベーション研究に利用する。

隣接プールは使用済燃料の一時貯蔵とガンマ線照射試験等に使用する。パルス炉は平均出力が低い研究炉であり、使用済み燃料はほとんど発生しないが、原子炉に異常があった場合の炉心からの一時退避用に最低 1 炉心分の貯蔵容量は必要である。

4. パルス発生機構

図 4 にパルス発生機構を示す⁴⁾。中性子パルスの発生は負の反応度を付加する中性子吸収材との正の反応度を付加する燃料 (または中性子吸収材の無い部分) で構成される円盤を炉心に設けるスリット内で回転させることによって発生させる。回転には通常ステッピングモーターを用いる。円盤型パルス発生機構については、次のことが懸念される。

- ・中性子吸収材や燃料が円盤から離脱する。
- ・円盤の回転軸の偏心により振動して円盤の破損や燃料の破損を招く。

このことから、パルス発生機構を試作して安定性に関する特性試験を行う必要がある。

5. 燃料の安全性

燃料の破損を防ぐためにパルス運転中にも燃料表面で冷却水が膜沸騰し、燃料のバーンアウトを防ぐことが重要である。パルス炉の場合、燃料表面温度は冷却材の冷却能力、ピーク出力及びパルス間隔に依存する。従って、運転にはピーク出力とパルス間隔を適切に制御することが求められる。この特性を把握するために、設計に当たっての核熱計算評価と原子炉完成後の確認試験を行う必要がある。

表1 世界の TRIGA 炉におけるパルス運転¹⁾

No.	国	名称	出力		初臨界
			定常 (kW)	パルス (MW)	
1	オーストリア	TRIGA II Vienna	250	250	1962
2	バングラデシュ	TRIGA Mark II	3000	3900	1986
3	ブラジル	IPR-RI	100	—	1960
4	コロンビア	IAN-RI	30	—	1997
5	フィンランド	FIR-1	250	250	1962
6	ドイツ	FRMZ	100	250	1965
7	インドネシア	TRIGA Mark II, Bandung	2000	—	1964
8	インドネシア	Kartini-PTAPB	100	—	1979
9	イタリア	Lena. TRIGA II Pavia	250	250	1965
10	イタリア	TRIGA RC-1	1000	—	1960
11	日本	NSRR	300	22000	1975
12	モロッコ	MA-R1	2000	—	2007
13	メキシコ	TRIGA Mark III	1000	2000	1968
14	マレーシア	TRIGA Puspati [RTP]	1000	1200	1982
15	ルーマニア	TRIGA II Pitesti-SSCore	14000	—	1980
16	ルーマニア	TRIGA II Pitesti Pulsed	500	22000	1980
17	スロベニア	TRIGA Mark II Ljubljana	250	—	1966
18	タイ	TRR-1/M1	2000	1200	1977
19	トルコ	ITU-TRR, Tech. Univ.	250	250	1979
20	台湾	Thor	2000	—	1961
21	米国	Mutr Univ. Maryland	250	—	1974
22	米国	OSTR, Oregon. State Univ.	1100	3200	1967
23	米国	UC Davis/McClellan N, Research Center	2000	1200	1990

24	美国	TRIGA II Univ. Texas	1100	1600	1992
25	美国	TRIGA II Univ. Utah	100	—	1975
26	美国	NRAD	250	—	1977
27	美国	Kansas State TRIGA Mark II	250	250	1962
28	美国	GSTR USGS Geological Survey	1000	1200	1969
29	美国	Univ. California. Irvine	250	250	1969
30	美国	AFRRI TRIGA	1000	3300	1962
31	美国	Dow TRIGA	300	—	1967
32	美国	RRF Reed College	250	—	1968
33	美国	UWNR Univ. Wisconsin	1000	2000	1967
34	美国	WSUR Washington St. Univ.	1000	2000	1967
35	美国	PSBR Penn St. Univ.	1000	2000	1965
36	美国	Ann. Core Res, Reactor	4000	22000	1967
37	美国	Aerotest Operations	250	—	1965
38	美国	NSCR Texas A&M Univ.	1000	2000	1968

表 2 連続パルス炉

		TRIGA2 オーストリア	IBR-2M ロシア	FRMZ ドイツ	SNI, IR-100 南アフリカ
初臨界		1962/3/7	1978/12/15	1965/8/3	1967/4/18
出力	ベース	250 kW	2 MW	100 kW	200 kW
	ピーク	250 MW	1,830 MW	250 MW	5,000 MW
中性子束	ベース	熱 1.0×10^{13}	熱 1.0×10^{13}	熱 4.2×10^{12}	熱 5.4×10^{12}
		高速 1.7×10^{13}	高速 1.5×10^{14}	高速 4.8×10^{12}	高速 6.2×10^{12}
	ピーク	熱 1.0×10^{16}	熱 1.0×10^{16}	熱 1.0×10^{16}	—
		高速 1.7×10^{16}	高速 2.6×10^{17}	高速 1.2×10^{16}	—
冷却材		軽水	Na	軽水	軽水
減速材		軽水、ZrH	軽水	軽水、ZrH	軽水
運転		7hrs/d 5days/week	24hrs/d 7days/week	7hrs/d 5days/week	6hrs/d 6days/week

IAEA データベースより

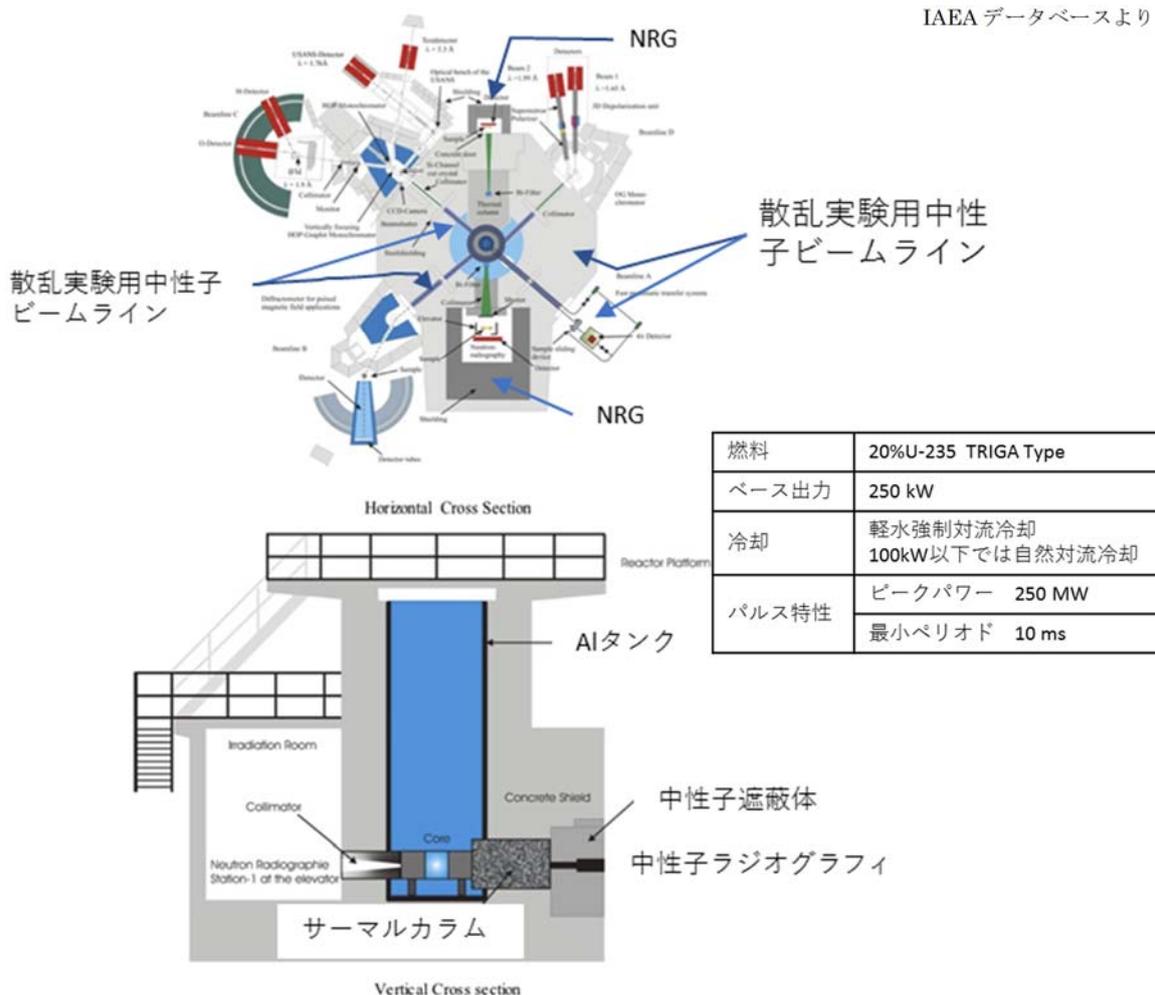


図 1 TRIGA Mark II (Vienna) 2)

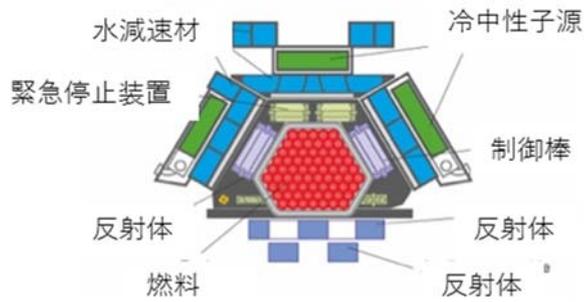


Figure 1. Main part of the IBR-2 reactor.

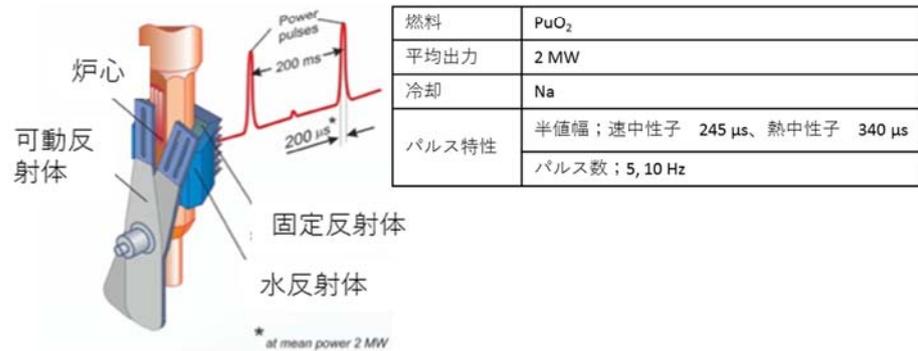


Figure 2. Core of the IBR-2 reactor with a movable reflector.

図 2 IBR II (Russia) ③

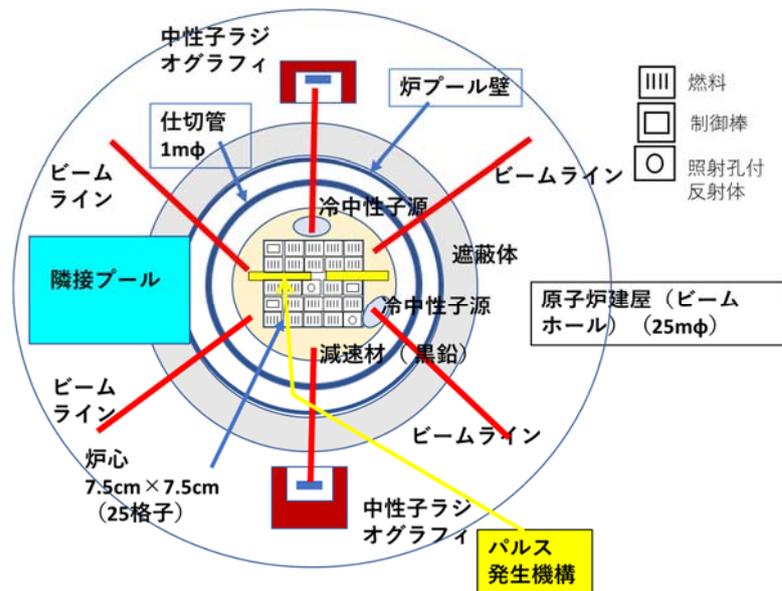


図 3 パルス炉概要

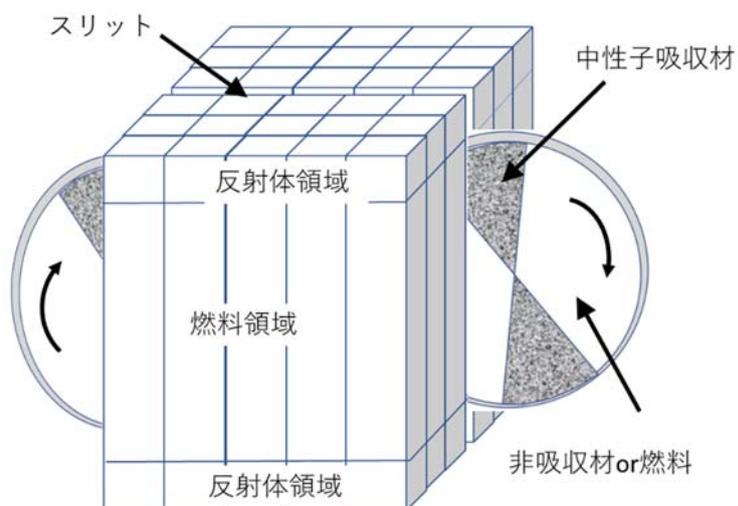


図 4 パルス発生機構 4)

【参考文献】

- 1) History, Development and Future of TRIGA Research Reactors, IAEA Technical Reports Series No.482
- 2) Vienna University Technology, Institute of Atomic and Subatomic Physics
- 3) Neutron Sources at the Frank Laboratory of Neutron Physics of the Joint Institute for Nuclear Research
- 4) W.L.Whittemore, Pulsed TRIGA Rector as Substitute for Long Pulse Spallation Neutron Souce

もんじゅサイトを活用した試験研究炉と連携した
熱流動装置の検討

1. はじめに

平成 30 年度の調査報告では、中性子散乱やラジオグラフィ、放射化分析等の中性子ビームの利用や燃・材料照射、および原子力関係の技術者や研究者の育成を目指した試験研究炉とその利用と種々のツールの効用について構想を提案した。

この背景として試験研究炉は炉物理を中心に扱うツールであり、東京電力福島第一原子力発電所の事故（以下、1F 事故）に関連した技術継承や軽水炉の安全性の強化を目指すためにはさらに熱流動に関係した教育も重要であるとの認識を強く持ったためである。

そのため、昨年度の活動で米国の主要大学の人材育成のツールとして「熱流動装置」を調査したが、今年度は継続してさらなる深耕をし、提案に繋げる検討を行うこととした。

ここでは、長年、産業界と学界の両機関に所属し原子力の熱流体研究を行ってきた専門家を交え、事故以降、日本原子力学会で検討した「熱水力研究ロードマップ」の概要の分析、国内の熱流動に関わる研究や人材育成の検討を行った。当報告書は、今後のもんじゅサイトにおける試験研究炉の設計と並行して取り組むべき設備計画への提言とするものである。

2. 熱流動装置の必要性

2.1 熱水力分野におけるハードウェアの重要性

計算機科学（CFD：Computational Fluid Dynamics）の発達は原子力工学分野へも大きな革新をもたらした。放射線等を直接視覚に訴えることが不可能な炉物理の分野における計算機の活用は、我が国のシミュレーションの進展の先駆けとなった。一方、熱流体の分野では、減速材兼冷却材として使われる水等の気液二相流の複雑なふるまいに焦点が当てられ、炉物理と同様、基本となる解析式をモデル化し、詳細な計算が可能となった。現在では、多くの計算コードが検証、開発、検証され、プラント設計や許認可のツールとして使われている。

しかし、こうした計算機科学もプラントで使われる機械等の変更や経年変化に伴い、高度化や改良が必要であり、技術者が利用し続けるための技術継承も念頭におくべきである。このことから 1990 年代以降、コード開発やその検証のため、プラント全体や主要な一部分を模擬した様々な熱流動装置を建設し、研究開発や人材育成に利用してきた。

2.2 人材育成用ツールによる体感

原子力を他の技術と比較すると、放射線やエネルギー等の直接見えないものを扱うという特異性から試験研究炉の利用による「炉物理」の教育・訓練が原子力技術の実感・体感が有効であることが知られている。そのため、放射線源や原子力関連施設を用いた体感教育が不可欠という考えが根強く、学部・大学院生を臨界実験装置や小型試験研究炉等を利用した実習に参加している。これらの効果として、学生の実習前後に原子力物理へ向き合う姿勢に変化が見られることから、原子力産業への関心度向上に大きなモチベーションを与える手段としてカリキュラムを作成し教育に力を入れている。そのため、試験研究炉をはじめ多くの機器や装置に触れるような近接実験が大きな役割を担っているという認識を大学や企業の指導者が共有している。今後こうした実験が実施されない場合、原子力工学の教育面で大きな影響を受けることになるため、老朽化した研究設備の継続的な体制整備は重要な政策であると言える。

2.3 機械系の学生に向けたハード体感のメリット

原子力発電に携わる技術者・研究者の中でも、機械系の人材は比較的多く、その育成には核物理に関連した教育だけでなく「教育のための熱流動装置の利用」の必要性も考慮すべきであると考える。例として、原子力発電システムの外乱による変化の一つである地震時の応答性、冷却系の異常状態に対応した炉出力変化等のシステムの耐力に関する熱流動現象の理解が必須であり、これらは解析モデル化したシミュレータとともに人材育成のツールの機能として考慮しておく必要がある。

2.4 人材育成課題

従来、民間における発電技術の教育や訓練は、試験装置等の建設は利益者負担の原則や企業機密の面から国の介入は非常に少なかった。一方、1F事故の背景として、熱流動の基礎的な知識の不十分さから事故の終息に手間取ったとの指摘もあることから、熱流動技術や人材育成への反省の動きもある。そのため、1F事故以前から熱流動研究においても燃料の溶融を前提とするシビアアクシデント（以下、SA）に取り組み、SAを回避するための冷却を行う方策（ECCS：Emergency Core Cooling System）等の技術の維持に努めてきたが¹⁻⁴、現実には事故が起きたことから、起動→運転→停止の全サイクルにわたりプラントの核や熱流動の特性の実感を得られるような教育・訓練の必要性を強く望むといった専門家の意見もある。

3. 熱流動装置の提案と基本的な考え方

発電炉の安全確保に重要な視点の1つとして、SAを許さない安全な軽水炉の実現が挙げられる。この実現のためには発電炉システムを回流する冷却材の熱流動挙動の徹底的な解明及び技術維持の伝承が必要である。この冷却材は、原子炉の主要な部分を蒸気となって移動し周辺圧力で大きく性格を変える。そのため、高圧な蒸気がどのように挙動するかといった理解が重要であり、運転制御につながる技術の確立まで展開できる枠組みが必要となる。

3.1 原子力の技術継承から見た熱流動装置の設置提案

前章で述べた現行の軽水炉で熱流動技術分野における人材育成の目的は、具体例を挙げると以下ようになる。

- ①水・蒸気ループの理解や体感
 - ②水蒸気の挙動の理解
 - ③実炉に近い条件（高温・高圧）での二相流の理解
 - ④運転条件で大きく変化する「過度」現象の理解
- 等である。

これらは、核分裂を扱う炉物理と同様、熱流動の分野においても実感・体感してプラントの熱的な挙動を正しく評価するため、熱流動現象を「観察」するだけでなく、現象の「制御法」まで体験させ、その役割や必要性を理解させることが必須である。そのため、ここでは熱流体の資質を理解するための人材育成のツールを過去、現在、将来の3つのフェーズで分析を行い、技術継承について整理した。

「過去を振り返る」とは、50年を超える運転経験がある発電炉（BWR及びPWR）の定常状態及び僅かな外乱を与えた際の主要な不具合を再現することである。

「現在に関係する」とは、BWR 及び PWR の正常な運転状態を必要に応じ、設計に利用する検証用のデータの取得とモデル化に貢献することである。

「将来に関係する」では、高性能な次世代炉向けの設計データの取得を目指し、長寿命化や高燃焼度燃料の熱挙動等の研究開発やモデル化に貢献することである。

また、伝熱試験装置は、学生や院生だけでなく、大学教官や研究者、メーカー、電力の若手社員の技術力を高めるために利用することも念頭におき特に以下の 3 点を重視して計画を立てることが理想的である。

- ・ 大量の発生熱の源としての燃料集合体の熱挙動、特に限界出力と圧力損失の実験
- ・ BWR 炉心や PWR 蒸気発生器での高速二相流の挙動
- ・ 代表的な運転過度条件における定常状態からの逸脱と復帰に向けた熱水力的制御技術

3.2 最重要な技術継承は SA より事故初期の収束技術が重要

現行の原子力安全技術の中で喫緊の課題は SA であるが、ここで提案する熱流動装置には、SA 研究を主目的とする設備ではなく、プラント異常の初期段階の事故対応を主目的とすることが適切である。SA は燃料溶融が前提である事象を指すが、先立ってこれを防ぐための ECCS で事故の収束を図ることが重要であり、設計基準事故 (DBA : Design Basis Accident) における熱流体挙動及び運転制御を体験させることが重要である。

この例として 1F 事故の際、1 号機では非常用復水器 (IC : Isolation Condenser) が津波到来までマニュアル通り健全に作動していたが、それ以降の停電とバルブ操作で機能しなかったと報告されている。IC は起動後、多量の蒸気発生によって大音響を発生し、ブタの鼻と言われる煙突からの蒸気発生によりその稼働が容易に判断可能とされてきたが、現場ではその稼働状況に懸念を持ったまま時間が経過し、冷却が中止されたのではないかとされている。こうした経験はシミュレータ訓練やマニュアル上の訓練では到底記載しきれない情報であり、専門家はこのような技術の継承が必要だと指摘している。このことは、規模の問題もあるが、安全動作の確認ができる実機を模擬したモックアップが必要であることを物語っており、事故以前には ECCS の運転・監視の体験が希薄であるとの専門家の指摘もあった¹⁻⁴⁾。

3.3 原子力特有の物理現象

発電用原子炉で発生している種々の熱流動に関連した物理現象の中で今後も引き続き検討が必要なものとして、以下の点を挙げる事が出来る。

- ・ 大きな水プール表面での成層化現象とその解消方策
- ・ 大きな水プールに噴出される気泡のふるまいと荷重の評価
- ・ 減圧条件での飽和状態の水からの減圧沸騰現象 (気泡の挙動)
- ・ 不凝縮性ガスを含む広い面での凝縮の劣化現象
- ・ 燃料棒周辺での RIA に伴う膜沸騰の発生と核沸騰移行への制御方式

しかし、燃料部における熱バランス及びシステム圧力の検討に限れば、数式でも扱えるため、伝熱ループは必ずしも必要ではないが、プラントの運転に影響のある現象を正確に抑制し、制限できる現象をモデル化したうえで検証可能な設備にする必要があり、この点も熱流動技術の継承のポイントでもある。

3.4 日本原子力学会の熱流体研究ロードマップ⁵⁾

1F 事故の発生や進展については定説が出来つつあり、地震直後の制御棒操作等に原因があったわけではなく、津波襲来以降、崩壊熱の冷却に電源が使用出来なかったことによる熱流体の問題に帰着すると言われている。これに関連し現在は、SA による防災まで含めた 5 層にわたる防護について行っているが、1F 事故以前は 3 層防護まで扱われていた。

日本原子力学会熱流動部会では平成 19 年度から専門委員会やサブワーキンググループを設置し、熱水力に関する研究開発マップの作成を開始していたが、その後 1F 事故が起きたこともあり見直され、事故の教訓に立ったロードマップの作成を加速させた。この作業は平成 29 年にロードマップとして公開され、その結果主たる研究は SA の詳細な研究にシフトした。

この熱流体安全研究マップに記載された研究すべきテーマは、細かな記述までされているが、今後は具体的に、どこで、いかなる方法で、いつまでに解決すべきであるかという内容が追加されると思われる。この報告書の概要は要点をまとめ 4 章で紹介する。

3.5 提案する熱流動装置のニーズ

過去から現在までの発電と安全に関する過去からの熱流体技術の維持・継承及び次世代炉に向けた革新的概念への貢献の 2 大要求を更にブレイクダウンし、設計ニーズを取りまとめた。

このニーズは、

- ① 水・蒸気ループの理解・体感を通じた人材育成可能な設備
- ② 水蒸気の挙動の理解を基礎から実用化まで各ステップにおける体験
- ③ 実炉に近い条件（高温・高圧）における二相流の挙動が把握可能な装置
- ④ 運転条件で大きく変化する「過度」現象とその制御方式の理解

これらを達成するため、蒸気を扱う高圧ループの建設を中核に置く必要があるが、これに加え目的に沿った複数の実験装置が建設されることが望ましい。

さらに、メーカーや電力会社の若手技術者の技術力を高めるための試験設備として、以下の視点も重要である。

- ① 燃料集合体における圧力損失の実験
- ② BWR 炉心 PWR 蒸気発生器における高速二相流の挙動
- ③ 代表的な運転過度条件下におけるループの制御

これまでもこのような現象を扱うことが可能な設備は 30 年ほど前に次世代炉の受動安全実験の機運が高まった時期に建設されたが、現在では老朽化しており、我が国では最近、電中研が熱流動装置を建設したが、諸外国に比べると数が少ない。

なお、近年開発が進んできた先端的なラジオグラフィ技術の高度化は、「放射線の映像化技術」であり、より精度の高い実験への期待も大きい。

4. 日本原子力学会の熱流体研究ロードマップの概要⁵⁾

4.1 熱水力技術の役割

日本原子力学会のとりまとめたロードマップの冒頭で熱水力技術の役割として図 4-1 に示すような関係を示している。

軽水炉における熱水力の役割

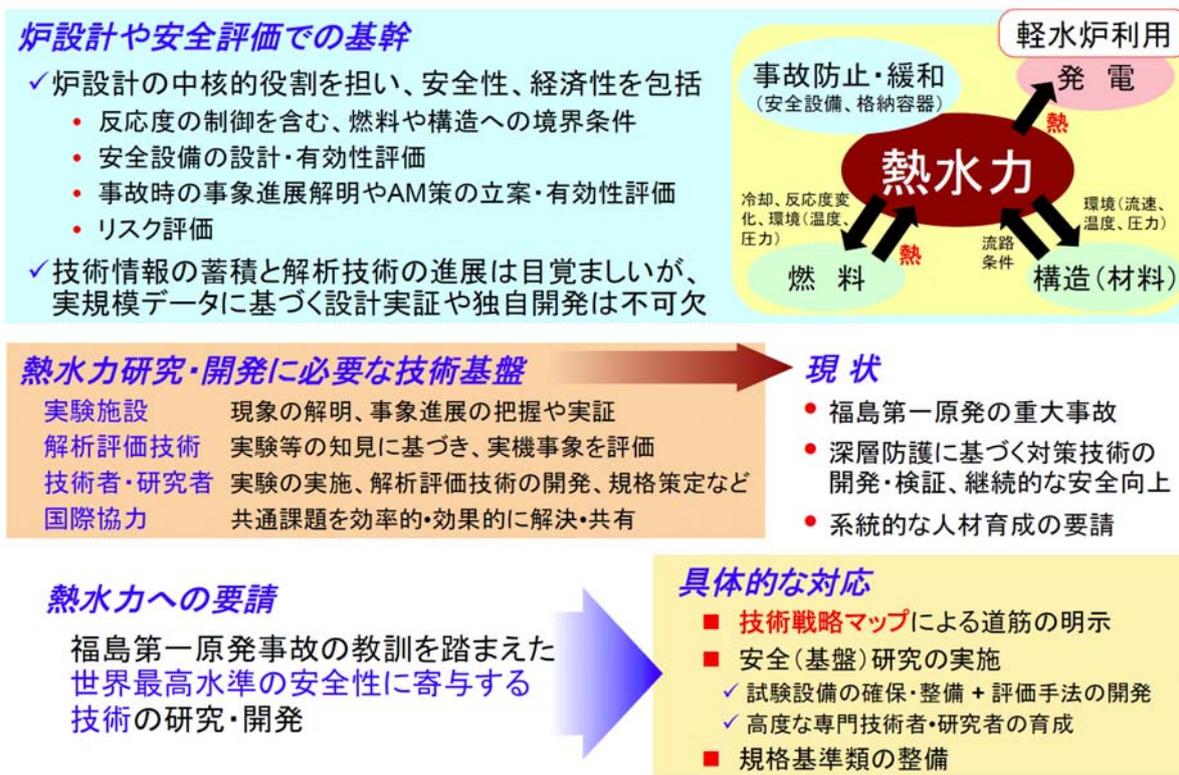


図 4-1 軽水炉における熱水力の役割

軽水炉運転における熱水力の技術は、炉心反応度の安定制御と発電機の熱の伝達を担うとともに、事故時を含め、炉心の冷却やその健全性確保等、重要な基幹技術の役割を担っている。

特に、燃料や材料に熱的な境界条件を与え、安全設備の設計や有効性評価、リスク評価に必要な基盤情報を与える重要な要素技術である。

軽水炉事故時における冷却材の挙動や炉心冷却の確保に係る安全基盤研究として、我が国では、1963年に旧日本原子力産業会議 安全特別研究会に「SAFE Project 小委員会」が設けられ、原子力平和利用研究委託費を基に事故時の燃料溶融防止や放射性物質放出の防止と抑制を目的とする(工学約)後備安全防護装置(Post Incident Device)の研究が開始された。これは冷却材喪失事故(LOCA: Loss Of Coolant Accident)時のECCSの有効性に関し、民間会社を主体として行った実験及びモデル分析に基づく先駆けの研究である。以来、熱水力分野における安全(基盤)研究は、我が国の軽水炉発電における安全確保の極めて重要な部分を担ってきたことを示す例である。

1979年に米国で発生したスリーマイル島原子力発電所事故(TMI事故: Three Mile Island accident)以降、実規模試験設備の整備の他、解析評価技術の開発、熱水力現象のモデル化、高度な知識や技術を持つ研究者や技術者の育成及び確保、国際協力での情報の取得等、技術基盤の整備が広範に行われ、設計と安全の確保、向上に必要な技術情報の整備、蓄積が進んだ。しかし、対象とする軽水炉は高温高圧条件下で運転される大型の設備であり、通常又は事故時の熱水力現象は、熱伝達や相変化を伴う単相や混相での多次元過渡流動現象で、燃料や構造物との相互作用

等もあり極めて多様なため、現在においても解析モデルを利用した際の精度は、必ずしも充分ではない部分もある。このため、軽水炉に採用される機器の設計と性能確証では、必要な技術情報やデータが実規模設備を用いた実証試験により取得されている。

また、熱水力が軽水炉発電に関与する技術は、炉設計、安全評価、経済性の確保等、多岐にわたるため、研究・開発に必要な技術基盤である実験（試験）施設、解析評価技術、技術者や研究者、国際協力についても、常に十分な体制を維持するとともに安全性や経済性の改善が図られる必要がある。一方、2011年以前に熱水力は主要な技術開発がおおむね終了した分野として研究開発が縮小される傾向を見せていたが、1F事故によって抜本的に見直しが図られ、2013年7月に施行した新規規制基準では、安全対策を取り入れるため多くの安全性の改善を継続的に行うことが示された。

既存炉では、これまでの安全対策の有効性や実効性等を見直し、低頻度高影響の事象である外的事象による影響への考慮を対策に取り入れるとともに、IAEA（INSAG-10、SSR-2/1等）やWENRA（RHWG Safety of new NPP designs）が提起する第5レベルまでの深層防護を考慮し、熱水力分野でもSAが規制対象となり、従来のアクシデントマネジメント策を超える対策が規制対象とされた。

日本原子力学会熱流動部会はこのような状況を踏まえ、これまで進められてきた熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップを1F事故の教訓を踏まえた世界最高水準の安全性に寄与する技術の研究・開発を目指すべく見直し、安全（基盤）研究を実施し、その成果を基に規格基準類を整備した。

4.2 ロードマップの骨子

今後、軽水炉による発電を安全かつ安定して進めるため、安全性の継続的な見直しを図ることが求められている。関連する様々な対策を実施するとともに、必要な基盤技術や安全評価手法の整備等を合わせて進めるため、関与する技術の全体を俯瞰した軽水炉技術を継続的に改善・発展させる道筋を明示した技術戦略マップ（ロードマップ）を策定し、関係者間でその内容を共有し、試験設備や人材等、必要な技術基盤を確保し、研究・技術開発の実施や規格・基準類の整備に必要な情報の提供を効果的・効率的に実施していく必要がある。

一般的にロードマップは、次のような役割を担うと考えられる。

- ✓ 取り組む技術課題の意義や役割、実施内容の適切性を広く国民と共有し、プロセスの透明性を確保するためのプラットフォーム
- ✓ 取り組む技術課題の到達点、重要度評価、研究・技術開発の内容、R&Dの実施策や必要な技術基盤、成果活用策、関係者（実施者、予算提供者）へ計画や成果の評価法等を明示し、関係者間で共有するためのコミュニケーションツール～他分野とのインターフェイス
- ✓ 課題取り組みの進捗や成果利用を評価・確認し、改定の検討を行うための計画管理表
- ✓ 研究者のテーマ探索等に資するライブラリ兼ガイドブック～ニーズとシーズのマッチング
- ✓ 研究・開発をはじめとする関係組織における人材育成への参考資料

これを基に日本原子力学会では熱水力分野におけるロードマップとして「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ2009」を以下の経緯により策定し、改訂を進めてきた。

平成16年度に燃料高度化、高経年化対応、軽水炉高度利用、高レベル放射性廃棄物処分の4

分野についてロードマップ (RM) の策定に着手した。熱水力分野については、軽水炉高度利用として炉の出力向上に特化した内容が先行する米国の経験を参考として提起された。燃料高度化と高経年対応はその後、平成 18 年度に同ロードマップが改訂され、旧原子力安全・保安院は、同年 9 月総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会における原子力安全基盤小委員会において安全研究ニーズ、安全研究事業等の審議に参照された。

一方、熱水力は平成 16 年度のロードマップ策定後、原子力情勢の変化を反映することを目的として、日本原子力学会の産官学の委員で構成される「熱水力安全評価基盤技術高度化検討」特別専門委員会を平成 19 年 10 月に開始し、平成 21 年 3 月に「熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2009」(以後、熱水力 RM 第 1 版) を策定した。この熱水力 RM 第 1 版では主に、資源エネルギー庁による「原子力立国計画」に基づく次世代軽水炉の開発を中心に、安全評価手法の改良・整備、SA 研究の実施、現行炉の高経年化や新型燃料への熱水力からの対応等、経済性と安全性の両立と向上を目指す軽水炉の研究・開発に係る技術課題が採用された。それら技術課題の全体を俯瞰した当時の導入シナリオのまとめ(熱水力 RM 第 1 版) を図 4-2 に示す。

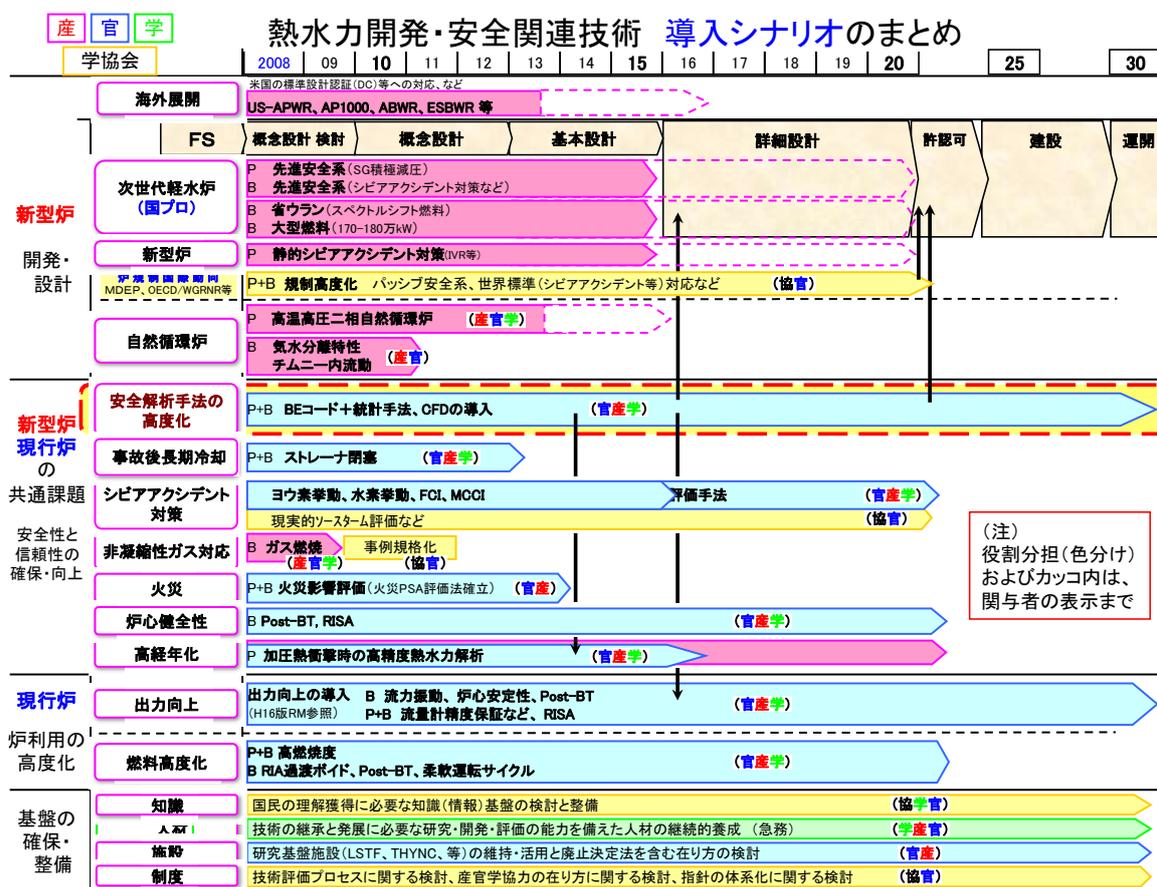


図 4-2 熱水力開発・安全関連技術 導入シナリオのまとめ

この熱水力 RM 第 1 版の策定に際し、これまでの熱水力研究の変遷について、産業界や公的組織 (旧 JNES/NUPEC、旧 JAERI、JAEA) からの情報や新型軽水炉の開発、軽水炉の安全確保・向上に関わる (SA 研究を含む) 熱水力研究全般に対する研究のモチベーション、熱水力人材確保、並びに大学の役割に関し、主要な大学でアンケート調査を行った。その結果、大型の設備は JAEA

の大型非定常試験装置（LSTF：The Large Scale Test Facility）や核熱結合模擬実験装置（THYNC：Thermal-hydraulic and Neutronics Coupling）程度と少なく、予算の低減に伴い実験のアクティビティが低下している状況が判明した。アンケートでは、原子力において熱水力研究が非常に重要な成果を挙げてきたことが確認されたが、関連他分野への応用や次世代軽水炉開発に係る研究・開発は従来に比べ、考え方や取り組み方に異なる点があることが浮き彫りにされ、さらに、安全研究等に必要の人材が大きく減少していることが認識され、産業界、官界、大学は一致して人材育成が喫緊の課題であることを認識した。

これらの認識以外での 2016 年度に公開された提言のポイントを以下に示す。

(a) 安全の確保と向上

改訂版技術戦略マップでは、1F 事故の反省と教訓を基に、深層防護を考慮し包括的にリスク低減を図ることで国内の原子力発電所が世界最高水準の安全性を確保するとともに継続的に安全性を改善していくことを目指し、個々の技術課題を検討した。その際、SA に対する規制要件である原子力規制委員会の新規制基準を考慮した。

(b) 課題の選定（主に基盤技術）

(a)で示された考え方を基に、1F 事故のシナリオに沿って事故現象と対策を網羅した課題整理表を作成し、改訂版技術戦略マップで扱うべき技術課題を抽出した。その際、SA 現象と対策の対応を考慮・明確化するとともに安全裕度向上策（以下、AM：Accident Management）を主対象とし、リスク低減の程度が大きく、AM に伴う不確かさが依然として大きく、有効性評価手法の成熟度が低い技術課題を優先して選定することとした。さらに、1F 事故を教訓に、起因事象として外的事象の影響を検討した。選定された技術課題は 12 件である。なお、これらの成果は概ね安全評価を行う解析コードの開発・整備にフィードバックされることとなった。

(c) 評価基準と優先度（主に基盤技術）

選定された 12 件の技術課題毎に課題調査票を作成し、実施課題の背景と準拠する重要技術の到達点、解決すべき課題、期待される R&D の内容、期待される成果と利用法等をデータベースにまとめた。さらに、これらの基本情報を基に、R&D 実施の優先度を検討する項目として、主に下記の 3 点を設けた。

- | | |
|-------------|----------------------|
| ① リスク低減の度合い | [既存リスク評価情報を参考とする] |
| ② 研究上 | [知見の不足度] |
| ③ 設計・開発上 | [成果を利用するマイルストーンの考え方] |

(d) 時間軸（マイルストーン）

技術課題毎に開発・整備の時間軸を有するが、改訂版技術戦略マップの全体に対してもマイルストーンを検討した。それらの要件は、再稼働等、新規制基準への対応を中心に短期間のうちに実現すべき即時対応の課題、安全性の向上に繋がる新たな技術課題、再稼働後の継続的な安全性向上に向けた設計の改良や定期的な安全評価、安全評価手法の継続的な開発、1F 廃炉（デブリ取り出し等）ロードマップの考慮、新型軽水炉（輸出炉）の設備で既設炉の安全向上にフィードバ

ックする等である。

なお、熱流動部会による改訂版技術戦略マップの策定と並行し、資源エネルギー庁の原子力小委員会自主的安全向上・人材育成WGと日本原子力学会が連携して新規に策定を進めている「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」においても軽水炉利用の全体を俯瞰した固有のマイルストーン（ホールドポイント）が検討されている。このため、改訂版技術戦略マップの策定については、情報の疎通を図りつつ独自に当面の目標を定め、策定後のローリングについては、ホールドポイントの改定等を図ることとした。

(e) 人材育成

人材育成は、軽水炉を用いた発電事業の継続のため関連する全ての技術を継承し、かつ安全性を確保し継続的に改善していくために必須の要件であり、求められる人材（資質）は多岐にわたる。産業界（事業者、メーカ）、規制行政組織（規制委員会、規制支援研究者）、学术界（研究所、大学）では各々異なる目標や方法により人材が育成される。このため、改訂版技術戦略マップにおいては、安全性の確保と継続的な改善の取組みに貢献する研究・開発系の人材の育成に求められる条件を念頭にニーズとシーズのマッチングを意識し、個別の研究・開発テーマを参考に供すべく技術課題毎に関連した現象を詳しく示し、R&Dの到達点を課題とともに示す等、可能な限りの情報付与を行う構成としている。

(f) 外的事象（人為を含む）の扱い

1F事故は地震に起因した津波を原因としており、このような頻度は小さくても極めて大きな影響を与える可能性のある外的事象への対応が新規基準では強化されている。一方、熱水力分野では、津波や随伴する浮遊物によって炉設備が破壊される等の可能性やon-siteの火災等はシミュレーションの成熟度が低いという課題もある。外的事象について、熱水力分野の技術者や研究者は、これまで地震の影響等、少数の課題を除き、必ずしも主体的な研究は多いとは言えず、他学会の専門家との協力を図り広く最新の研究成果を取り入れつつ原子力安全や熱流動の専門家も更なる安全向上の視点を持って積極的に取り組んでいくべき課題であるとの専門家の意見もあった。

日本原子力学会の改訂版技術戦略マップでは以上の考え方に対応すべく、まず外的事象と技術課題との関連を基盤技術SWGの技術マップ（課題整理票）において示すとともに、外的事象の評価を行う観点から主要な最新知見について安全評価SWGの個票（課題調査票）に「情報収集」課題として調査結果を示している。

(g) 改訂版技術戦略マップ策定後の活用とローリング

さらに、社会情勢やニーズの変化に伴って内容の見直しが必要となる可能性があるため、それらの推移を常にモニターし、技術課題の妥当性等を検討し、技術戦略マップの改訂の要否を判断し、それに応じて改訂の実施並びに報知・発信等を継続的に行う必要があることにもふれている。中でも基盤技術や安全評価には多くの時間を割いた検討結果が提示されている。

基盤技術

この課題に対して、技術開発項目を同定した基盤技術サブワーキンググループ（以下、SWG）

による技術マップ（課題整理表）を作成した。ここでは、安全裕度向上策を切り口として安全性向上、リスク低減の観点で重要となる技術を網羅的に洗い出し、重要度の高い項目について内容や成果活用に関する課題整理票を作成した。また、外的事象については、物理現象に関する知見や評価手法の現状について火災・津波を例に整理を試みた。

また、主な AM と対応する課題の抽出では、軽水炉の事象の進展に合わせ、炉心損傷前、損傷後、格納容器破損前、破損後の各フェーズ及び使用済み燃料プールに関連する AM をリストアップした。それぞれの AM に関わる技術開発の優先度について、評価・選択の指標として「リスク低減の度合」、「AM に伴う不確かさ」、「有効性評価手法の成熟度」を挙げ定性評価を行った。ただし、優先度の評価については、既存のリスク評価情報や過去に実施された優先度評価の事例を参考に、SWG メンバーの知見及び議論を基に実施し、今後のローリングで継続的に検討・改訂されるものである。さらに、関連する熱水力現象と技術開発課題の例も示した。

安全評価

安全評価 SWG では解析コードの改良（利用中）や開発に係る技術マップ（課題整理表）を作成した。この内容は、内的事象（原子炉、格納容器、建家内の現象）を技術マップに展開し、1F 事故以降に関心の高まった外的事象については、安全評価に係るシミュレーション技術の成熟度も考慮して調査課題とし、個票（課題整理表）の作成に留めた。

この技術マップでは、課題として炉心損傷前後の原子炉容器内現象、格納容器内現象及び原子炉建家内の現象の 4 つを取り上げ、4 つの課題の個票（課題整理表）の関係性を明確にした。

また、課題整理表では、それぞれの課題について 1F 事故の進展に伴い発生する主な事象や着目する物理量を列挙し、産官学の組織利用・改良、及び開発する解析コードを列挙した。さらに、それぞれの課題全体について解析コードの活用先や技術の展望を示し、シミュレーション技術に関する RM の整備項目としてそれぞれの課題をまとめた。

5. 世界の熱流動装置の建設の動きと調査

5.1 概要

昨年度実施した米国の熱流動装置の調査に引き続き国内外の熱流動装置についての調査分析を行った。米国の主要な大学では、原子力の教育が従来から活発に行われ、気液二相流の複雑な現象解明やその複雑な計測等、学問的な関心が多く含まれており、コロラド鉱山大、フロリダ大、MIT、ミシガン大、レンセラー大、ウィスコンシン大等で多くの研究成果⁹が発表されている。

システムの安全性に注目した格納容器の冷却に関してはオレゴン州立大やパードュー大学等の装置の利用実績を挙げることができる。ここでは、対象を米国以外の欧州にまで広げ、代表的な欧米の熱流体研究炉をリストアップし、規模のみならず研究目的等を調査した。

一方、我が国でも装置の建設が行われ、規制や防災が重要という考えが高まり、国（経産省）では NUPEC や JNES が実証と位置づけ、予算が確保され活用してきた。

30 年ほど前に米エネルギー省が音頭をとり、次世代軽水炉の受動安全実験設備建設の機運が高まった時期があり、BWR では SBWR が、また PWR では AP600 が選定され、予算が付けられた。この動きに並行して米国（パードュー大の PUMA）、日本（GIRAFFE）やスイス（PSI の PANDA）等が建設された。

最近では電中研が、狛江から横須賀に移転した機会を利用し熱流動装置を建設した。JAEA でもハイドラループを建設し、JAEA の HIDRA は SA や防災対応を目的としており、人材育成は主目的ではない。

5.2 米ウィスコンシン大の装置 (manderson@engr.wisc.edu)

中米イリノイの北に位置する同大ではマジソン校に複数の熱流動装置を設置し、数多くの研究を行っている。燃料の限界出力を研究する装置が (4×4) バンドル形状で大気圧から 250 気圧と高圧な実験が可能である。この他、650°C のナトリウムループで高速炉の熱流動、高さ 13m の水空気実験装置では二相流の安定性が研究されている。高圧での燃料研究、高速炉関係の流動研究そして大型の水空気 (非加熱) 流動装置のラインアップは日本においても参考にすることができる。研究内容の多様性と複数のループの併存という観点でレイアウトも参考になる。また、計測装置に独自の技術があり、個別の現象解明の小型の装置も設置され基礎データの収集も行っている。

5.3 米パーデュー大の装置 (<https://cobweb.ecn.purdue.edu/~shripad/>)

米パーデュー大は、石井護教授やランサム、ズーバー教授が指導している気液二相流の詳細な物理機構の解明や原子力安全に関する熱流動研究に関し、有数の研究機関である。日本の企業から短期に駐在する留学生が多く、熱流動装置は国 (海軍)、民間に研究資金に伝手を求め、潤沢な予算が確保されている。ここでの特徴は以下の 3 点を掲げる。

第 1 の特徴は、気液二相流に関し、液滴やエントレインメント等、基礎的な計測を行うことのできる装置があり、気液二相流は圧力で大きく様相が変化するが、ここでは最大圧力を 10 気圧に抑え、スケーリングモデルで実規模のシミュレーションが可能で、海軍の予算を確保している。

第 2 の特徴は、原子力の安全性を個別の現象を取り出して研究するループを保有している点である。燃料は BWR の (8×8) バンドルのスペーサ挙動を研究する装置がある他、NMR-50 という BWR 型模擬試験装置で自然循環を研究することが可能である。PWR に関しては、ECCS の性能に注目した検証試験を行っている。これらは、DOE と NRC をスポンサーに発電時の課題となる現象を解明する研究を行っている。

第 3 の特徴が次世代軽水炉に関する PUMA ループの建設である。ここでは日本で開発した PCCS のシステム性能の実証を行って高さ方向を縮小できないハンディを敢えて短尺にし、実尺を排して徹底的にスケーリングを活用する考え方である。ここでも規制 (ACRS : 原子炉安全諮問委員会) の委員という立場で研究を進めている。

5.4 米テキサス (A&M) 大の装置 (y-hassan@tamu.edu)

TRIGA 炉と熱流動試験装置を併設した限界出力の燃料バンドルは (5×5) の装置でワイヤラップスペーサ効果等の研究結果等が行われ、さらにガス炉にも研究対象を拡大している。しかし、大規模ループをさらに建設するような動きはない。

5.5 米ミシガン大⁶⁾の装置

高性能のガンマトモグラフィによるイメージングの研究が特徴の装置を設置しているこの対象

は、二相流で最大圧力は 34 気圧である。研究対象はヘリカルコイルタイプの SG、高温ガス炉の空冷水冷 RCCS、ガス炉のペブル燃料、PIV、LDV 計測系まで拡大している。6 章の提案する熱流動装置のイメージ（発電の技術継承を見た蒸気ループ）で提案する「基礎現象解明の実験装置」は、この大学の装置を参考に検討した。

5.6 米オレゴン州立大⁶⁾の装置

公開文献から大小のループ 3 つのラインナップを見ることができる。装置の大きな活用先は発電炉の型式承認に必要な確認試験データの取得である。この内容は APEX2 模擬、燃料の伝熱関連の装置及び過渡伝熱ループである。このうち、APEX ループは最も大規模な AP1000 の型式承認を得るための実証試験装置であり、Design Certification Testing として大規模な実験を行っている。他方、燃料の熱水力試験装置は BWR 及び PWR の燃料周りの流動研究装置で非加熱の水ループの分離交換試験装置である。3 番目の熱過渡試験装置は PWR の CHF 現象を扱う。

5.7 旧 AREVA 社の熱流体装置のラインナップ

(<http://de.areva.com/EN/customer-3832/thermal-hydraulic-and-component-testing.html>)

フランス旧 AREVA 社（現 FRAMATOME 社）は PWR メーカーであるが、複数の多様な装置⁷⁾を保有している。熱流体现象で扱う対象を以下のように記載している。すなわち、伝熱試験全般、CHF、LOCA の検証、ポンプ試験、事故シナリオの試験、自然循環時の CHF、BWR のドライヤとセパレータ関連試験、FIV 振動、バルブ関連の試験等である。

圧力は最大 400 気圧、電力は 20MW、長さスケールは 10m、流速は 100m/s といずれも規模は桁違いに大きく、今後の検討に大いに参考になる。

試験装置は名称だけで 14 を数える。KOPPA、BENSON、PKL、PETER、BRIAN、SUSI、APPEL、GAP、INKA、KATHY、HYDRAVIB、ROMEO & JULIETTE、CALVA、MAGALY

この中で BWR のシステム挙動を研究するのが INKA である。高さは実尺、容積は 1/24 とフルスケールに近いものである。

5.8 韓国⁶⁾の動向

我が国に隣国している韓国の熱流体研究も一時に比べると下火であるが、韓国原子力研究所の PWR の SMART-330 に関する熱流体が注目される。実際の PWR システムの一次系をすべて炉内に入れたものであり、スケーリングの導入で小型になっている。大 LOCA を起こすことがないので安全という主張である。2012 年までに標準型式承認が取得され、SMART-ITL で検証試験を行っている。

5.9 米エネルギー省とシミュレーション構想

軽水炉の建設に向け、方向を決める DOE は自前の研究設備は保有しないが、数々の大学や国立研究所の設備で解析コード検証やモデル化⁸⁾を行っている。CFD の能力の高度化で最近のニーズは乱流モデルの高度化や二相流、流体振動のモデル化、ストライピング等の詳細化を行っている。

5.10 JAEA (HIDRA) の装置

我が国における熱流動装置の新設の動きとして、過酷な熱水力条件での炉心性能を実験的に利用する目的で、JAEA で熱流動実験ループ (HIDRA) を製作し、実験を開始した。概要の一部は公開されており、その目的は SA や防災である。

HIDRA の最高圧力は 12MPa と軽水炉 PWR の条件までが可能という特徴がある。4×4 の試験バンドルが可能な点では旧 NUPEC の装置を再現するものである。実験は開始され、データの公開が待たれている。

5.11 電中研及び軽水炉メーカーの装置

電中研の原子力研究部門が狛江地区から横須賀地区への移転する機会を利用し、総合試験ループ (シリウス 3D) を完成させ、RIA 時の遷移沸騰挙動の解明を (5×5) バンドルで開始した。令和元年秋の原子力学学会を皮切りにこうした研究成果の報告が開始されている。

東芝の例では 15 年前に BWR の格納容器の熱流体試験装置 (TIGER) を建設し、模擬格納容器を模擬ドライウェルと模擬ウェットウェルに分割しベント管で接続して過度変化を調べることができる。現在、スクラビングの試験が行われており、日立も同様な小規模装置を保有している。

5.12 その他

上記の他、カリフォルニア大バークレイ校 (UCB)、コロラド大、フロリダ大、イリノイ大、MIT、ペンシルベニア大、レンスラー大等にも多くの装置があるが、他大学と類似なため記載を省略した。

また、今後、軽水炉を増産する中国の研究炉の現状についても、関心が高いが情報が十分でなく調査を省略した。

5.13 調査の総括

このように世界の主要各国で多くの熱流動試験装置が現存し、維持を図っているという状況は原子力の研究と開発に熱流体现象の解明が不可欠であることを物語っている。しかし、貴重なデータが得られるが、維持に充当する研究費は人件費を中心に相当な額が必要である。

多くの装置は人材育成を目的に利用することには不十分であり、このためには熱水力現象の基礎的な解明と人材育成を両立させる装置とすることが必要であると思われる。

6. 提案する熱流動装置

提案する熱流動装置の概念検討をした結果を以下にまとめる。

6.1 利用流体によるループ形式による分類

運転訓練等により原子力発電技術の人材確保を念頭に置いた軽水炉の定常状態を模擬可能な装置を目指し、熱 (高温水と蒸気) は電気ヒータで発生させる方式とする。冷温状態から加熱して昇圧させ、定常状態から減圧までを実時間スケールで行えるようにする。そのため、ボイラ、タービン、コンデンサ、給水ポンプの主要な機器を模擬し、配置する。

次に、定常の状態から外乱後の適切な回復手段を考え、システムが正規の状態に回復できるま

でのプロセスを体験可能なシステムを構築できること、訓練内容によっては、原子炉压力容器が必要な場合もあることから当初から準備をしておく設計とする。また、原子炉格納容器は BWR の場合、圧力抑制プールの模擬も考慮する。

理解解析研究では原子炉压力容器の中で模擬を燃料集合体電気ヒータで加熱し、燃料集合体の形状変更に対応した限界出力、過渡伝熱（リウエット）、燃料棒上下方向の二相圧力損失等が計測可能な装置とする。

また、炉内機器の性能試験を目標として PWR の SG 周りの流体振動評価等が可能となるループを検討し、BWR のセパレータ、ドライヤ関連の流動研究も可能な設計とする。

配管に関する研究は多岐にわたるが、流体条件（圧力・温度）、蒸気流量等の局所の条件は実機条件が模擬できるように検討し、必要に応じて大型容器の一部から配管を引き、バルブを設けたような試験も可能な装置とする。

次に、材料に関する研究開発と二相流現象解明の装置も検討し、高温状態での可視化、概要と利用目的を整理する。可能な計測装置の導入も考える。

(a) 蒸気ループ(1)（原子炉格納容器を含むループ挙動）

蒸気を使用する装置は格納容器までを含む大型ループとし、炉心部の熱流体の特性を把握する目的で図 6-1 の概念図に示す原子力発電システム（熱力学のランキンサイクル）の主要なコンポーネントを備える必要がある。压力容器の模擬体であるボイラ、タービン模擬の負荷、コンデンサ模擬のチラー、ポンプなどから構成される。

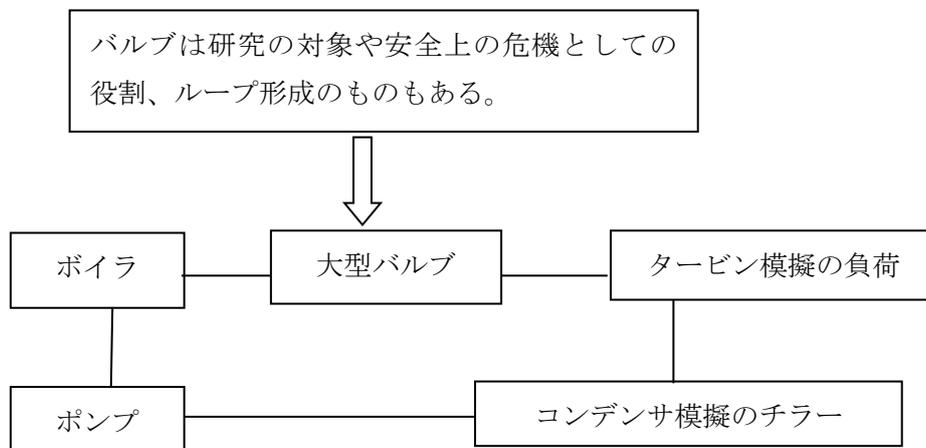


図 6-1 構成の例（システム安全研究用）

(b) 蒸気ループ(2)（原子炉压力容器と燃料集合体研究用）

燃料集合体自体の性能及びその周囲の原子炉压力容器内の挙動を調べることを目指した装置を模擬原子炉压力容器（RPV）での熱バランス及び流体性能の研究とともに人材育成に利用する 30 年以前の NUPEC での燃料の実証試験を 70 気圧が実圧で行われたものと同規模で製作する。この装置での課題は電力多消費による高価な電力料金である。

(c) 非沸騰の高温水ループ（配管・ポンプ・バルブ周りの流れの研究）

コンデンサや給水ライン等での流体の挙動はこれまでも大きな問題はないが、非沸騰の水ループでの研究は継続の必要がある。BWRの炉内ポンプ（インターナルポンプ）周囲における流動の解明にこの装置を活用することができ、PWRの一次系と二次系のポンプの動特性を把握できる。ポンプ自体は高流量・高揚程になるため、流量、温度、圧力、水位等の主要な計測に関する技術開発や実習が可能になる。

(d) 気流のループ（空調関係の研究用風洞）

非蒸気のループである空気ループの必要性もある。発電システムの一部には相変化を伴わない流動問題もあり、中央制御室の空調制御問題、排気ダクトの効率的設計等がその例である。蒸気を空気に置き換えたシミュレーションも空気流は扱いが簡単で詳細な計測手段が数多くあるため有効な手段である。現在はCFD（シミュレーション）が活躍している分野であるが、人材育成の面では実体験ができる装置でもある。

(e) 二相流の挙動解明のための基礎試験装置

高圧の気液二相流の複雑な挙動のうち原子力発電の解明に必要で未解決な現象を扱い、結果を設計に反映でき、高圧の流れを直接観察できるような耐高圧ガラス窓を設ける他、 γ 線、中性子を用いたラジオグラフィ等の先端技術の活用により小規模な高圧の装置も基礎研究には必要である。

6.2 目的による試験研究炉の分類

以上5種類の実験装置の概要を述べたが、これらの装置を実現するための主要なコンポーネント（機器・部品）等を整理すると表6-1のようになる。また、検討した5種類の装置の主要目を表6-2に示す。

表 6-1 コンポーネント（機器・部品）

圧力容器	ボイラ	タービン	発電機
冷却器・チラー	ポンプ	水プール	熱交換器一式
主蒸気模擬 配管一式	給水模擬 配管一式	その他の 配管一式	流量調整弁
逆止弁	大気解放弁	遠隔操作弁	手動止弁
温度	圧力・差圧	流量	制御系統一式
加圧器	加熱器	汽水分離器	水質管理系

表 6-2 提案するループのまとめ

分類	A (安全システム)	B (機器)	C (燃料開発向け)	D (材料)	E (基礎現象)
目的	革新的な安全概念の実証	新型機器の開発	革新的燃料開発	革新的原子力材料	軽水炉の気液二相流について未解明項目を設計に組み込む解析モデルの開発
特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・ BWR と PWR の冷却材の基本的な流れ ・ 過度変化におけるシステムの変化 	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR の SG や BWR の セパレータ、ドライヤの改良 ・ 経年劣化の解明 	<ul style="list-style-type: none"> ・ BWR 燃料の定常・過度の再現 ・ 新型燃料集合体の構想 ・ ペブル型燃料 	貫通部の耐高温材料の開発実証	
圧力 (MPa)	1 (低圧で十分、高圧は計算で求める)	0.1~10	10		0.1~1 (観察可能な高圧ガラス窓)
規模 (Height、Dia)			4m高 0.3m径		
最大温度 (°C)	150	300	300		20~150

6.3 装置の建設コスト、維持コスト、規模等

フランスの原子力プラントメーカー旧 AREVA 社 (現 FRAMATOM 社) は⁷⁾、世界的に利活用中の熱流動装置を調査し、表 6-3 のようにまとめている。

表 6-3 世界レベルの格納容器熱流体試験ループ (旧 AREVA 社作成の資料を編集)

装置	ドライウェル容積 (m ³)	ウェットウェル容積 (m ³)	圧力容器圧力 (bar)	供給電力 (MW)
INKA (旧 AREVA 社)	420	300	89/160	22
PANDA (スイス)	198	234	10	1.5
PUMA (米)	14	18	10.3	0.5
TIGER (日本、東芝)	30	不明	不明	不明
THAI	60	不明	14	1.5

APEX (米)	不明	不明	32	1
----------	----	----	----	---

この結果から共通して言えることは、格納容器のボリュームはドライ+ウェットが 1,000m³、装置全体では一辺が 10m の立方体、高さは 20m 程度、平面の占める実面積は 50m²程度であり、10m×10m 程度の敷地は必要である。また、ベッセルを 5 体設けると仮定した場合、一辺 100m 程度のスペースの確保が必要であると考えられる。

また、検討した熱流動装置の建設コストはメーカでの実績等の聞き取りにより 20～50 億円のオーダーで、運転・維持コストは年間 2～5 億円（人件費と電力料金）のオーダーと想定している。

6.4 運用に関して

設備完成後の運用形態・組織に関しては、試験研究炉と同様、今後の内容と規模等により決めることになるが、設計・建設・許認可・安全管理まで一連の運営が継続されることが望ましい。また、装置建設以降の管理は、高温・高圧の熱ループを手掛けた経験のある技術者数名で運転が行われ、初期運転段階で認められる問題点の洗い出し（シェイクダウン）で大きな問題点を解決でき、順調な稼働を進めることや複数から構成される設備群を運用するため、スケジュール管理も重要である。コストの観点からは、装置運転に関する電気代や人件費、維持管理費の捻出が大きな支出となる。運転開始後の管理は、5 種類のループにおける実働で専門技術者が約 20 名程度必要と思われる。これに試験研究に参加する不特定の技術者と研究者（学生、大学院生）が随時参加し、総勢 100 名程度の規模になると予想している。

7. おわりに

もんじゅサイトの利用計画の一端として熱流動装置の検討を行い、システムで起こりうる現象を解明し、それを制御可能なものにするために必要なことを提案した。この装置の活用により発電システムの複雑な変化を習得する人材育成も行い、安全な原子力発電技術の継承に繋げていくことを期待している。

【参考文献】

- 1) 横堀誠一 DCA 設計のための熱力学 (見えぬ熱流束の確実な理解) 設計工学 51 巻 6 号 (2016 年)
- 2) 斑目春樹、横堀誠一 原子力に関する熱流体研究の進展 ながれ 第 27 巻第 6 号 433-438 (2008 年 12 月)
- 3) 横堀誠一 技術継承を強化した原子力教育の改善 武蔵工業大学原子力研究所研究所報 第 34 号 40-46 (平成 20 年 6 月)
- 4) 横堀誠一 原子力安全工学科における「原子力安全」の教育・研究構想について 武蔵工業大学原子力研究所研究所報 第 33 号 34-39 (平成 20 年 6 月)
- 5) 日本原子力学会熱流動部会 熱水力安全評価基盤技術高度化戦略マップ 2017 平成 28 年度報告書
- 6) USDOE “Nuclear Thermal Hydraulics Capabilities Workshop” Idaho Falls (2017)
- 7) D.Gordon “Scientific Thermal Hydraulic Testing Capabilities” (NSUF-GAIN 原子力熱水力ワークショップ) (2017 年)