

JAERI - M
84-151

西独における高温ガス炉開発の概況
(改訂版)

1984年9月

荒井 長利・河村 洋

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印刷 いばらき印刷(株)

西独における高温ガス炉開発の概況

(改訂版)

日本原子力研究所動力炉開発・安全性研究管理部

荒井 長利・河村 洋⁺

(1984年7月28日受理)

西独における高温ガス炉開発の目標は、高温ガス炉による「発電」と「核熱プロセス利用」の商用化にある。政府及び産業界の双方がこの目標を支持し、年間約9億マルク（約800億円）を出資して開発に当たっている。

開発の短期目標は、建設中の発電用原型炉 THTRの完成と順調な運転で、1985年秋の運転開始が見込まれている。

中期目標は、発電用実証炉の建設であって、現在、HTR-500、MRS（モジュール炉）等の概念設計が提唱されて、幅広く検討が行われている。これらの選択と建設の決定が、現在の西独高温ガス炉界における最大の課題となっている。

長期目標は「核熱プロセス利用」の商用化であり、このための研究開発が、現在、大規模に進行中である。

本報は、1983年末までの状況を中心に、その後の若干の最新情報をも含めて、西独における高温ガス炉開発の概況を報告するものである。

An Overview of the Development of High Temperature Gas Cooled
Reactor in the Federal Republic of Germany (Revised)

Taketoshi ARAI and Hiroshi KAWAMURA⁺

Department of Power Reactor Projects, JAERI

(Received July 28, 1984)

An aim of development of High Temperature Gas Cooled Reactor (HTR) in Federal Republic of Germany is commercialization of the electricity production and nuclear heat application by HTR. Both the government and industry support this aim by investing about 900 million DM per year.

A short term target is completion and successful operation of THTR, a prototype reactor now under construction.

A medium term target is construction of a demonstration plant for the power generation. Several candidates of a THTR successor, such as HTR-500 and MRS, are now proposed and examined. Definition and start up of the next-reactor project is the most urgent problem confronted at present.

A long term target is the commercialization of the nuclear heat application. Large scale development is now in progress to achieve the aim.

The present report summarises the status of the HTR development in Federal Republic of Germany in the end of 1983.

Key words: High Temperature Gas Cooled Reactor, Federal Republic of Germany, THTR, Nuclear Heat Application, PNP Project, Modular Reactor System

⁺ Department of High Temperature Engineering, Tokai, JAERI

目 次

1. 開発の概要	1
1.1 開発の目的	1
1.2 プロジェクトの現状	1
(1) AVR	1
(2) THTR	2
(3) THTR 後継炉	2
(4) HHT	2
(5) PNP	3
(6) NFE	3
(7) HBK	3
2. 政府および産業界の姿勢	7
2.1 開発予算	7
2.2 開発体制	7
2.3 国際協力	8
3. 現状と将来計画	11
3.1 概 要	11
3.2 AVR	12
3.3 THTR 後継炉	13
(1) HTR - 900	14
(2) HTR - 500	15
(3) MRS - 200	16
3.4 核熱プロセスヒート利用開発	18
(1) PNP 計画	18
(2) AVR - II 構想	19
4. あとがき	21
謝 辞	23
参照文献	23
略語一覧	24
図 面	26
付 録 原子炉設計データ	39

CONTENTS

1. Summary of Development Status	1
1.1 Aim of Development	1
1.2 Status of Projects	1
(1) AVR	1
(2) THTR	2
(3) THTR Successor	2
(4) HHT	2
(5) PNP	3
(6) NFE	3
(7) HBK	3
2. Contribution of Government and Industry	7
2.1 Budget for Development	7
2.2 Organizational Structure of Development	7
2.3 International Collaborations	8
3. Present Status and Future Plan	11
3.1 Introduction	11
3.2 AVR	12
3.3 THTR Successor	13
(1) HTR-900	14
(2) HTR-500	15
(3) MRS-200	16
3.4 Development of Process Heat Application	18
(1) PNP Project	18
(2) AVR-II Concept	19
4. Concluding Remarks	21
Acknowledgements	23
References	23
Abbreviations	24
Figures	26
Appendix Reactor Design Data	39

1. 開発の概要

1.1 開発の目的

西独における高温ガス炉 (HTR*) 開発最終目的は、HTR による「発電」と「核熱利用」を商業ベースで実現させることである。

HTR による「発電」の利点は、軽水炉に比して効率の高いこと、安全性に優れること、環境の汚染の少ないことなどにある。また、軽水炉に併行して他の競合炉型を導入することも目的の一つとされている。

HTR による「核熱利用」の目的は、今後のエネルギー源の多様化にあたり、いわば“使いにくい”エネルギーを“使い易い”エネルギーに変換する点にある。HTR による石灰や褐炭の液化又はガス化は、この分野の大きな目標となっている。

1.2 プロジェクトの現況

西独における HTR 開発の主力は、現在次の 7 分野に置かれている。

- | | |
|--------------|-----------------------|
| (1) AVR | 発電用実験炉 |
| (2) THTR | 発電用原型炉 |
| (3) THTR 後継炉 | THTR 後継炉 |
| (4) HHT | 直接サイクル・ヘリウムタービン発電用原型炉 |
| (5) PNP | 核熱プロセスヒート利用 |
| (6) NFE | 核熱遠距離輸送 |
| (7) HBK | HTR 用燃料サイクル |

各プロジェクトの要目と、その関連大型施設を表 1 にまとめて掲げる。以下には、各プロジェクトの概要と現況を述べる。

(1) AVR (表 1, 第 1 項)

AVR は、西独が開発した球状燃料ペブルベット炉型式の最初の原子炉で、電気出力 15 MW の実験炉である。図 1 にその概略図を示す。AVR は、1967 年以来順調に運転され、高い稼働率と低い放射能レベルを記録し、1974 年からは出口ガス温度を 950 °C に上げた。その後 1978 年に蒸気発生器からの水漏れのため一時停止したが、1979 年に再起動し、1980 年以来再び全出力運転に入り、その後、出口ガス温度も 950 °C を回復した。AVR の運転は少なくとも 1986 年まで継続することが決定されているが、それ以後については、核熱利用の試験プラントとする案が検討されている (AVR-U 計画)。

* 文末に略語表を付す

(2) THTR (表1, 第2項)

AVRに続く原型炉として、1972年より建設されている300 MW_eの原型炉である。図2は、その断面図である。AVRと異なる主な点は、蒸気発生器が炉心の横に置かれた点、初めてPCRVRを採用した点、炉心ペブルベット内に直接に制御棒を挿入する点など、大型炉への要件を備えている点にある。燃料には、高濃縮U/Th系を用いる。

当初約6年で完成の予定であったが、建設と並行して行われる許認可手続(TEG)の中で新たな安全要求や規制強化を受けたため、工期が大幅に遅れた。しかし、1982年より再び順調に推移し始め、1983年9月には初臨界に達した。今後は許認可上の大きな問題は予想されておらず、1985年中に営業運転が開始される予定である。

建設費の上昇も大きく、当初見積980 MDM (1MDM ≒ 1億円)に対して、現在約4,000 MDMと言われるが、これは主に許認可手続に要した費用と価格エスカレーションによるもので、ハードウェアの追加は少ないと言われている。

今後のTHTRの順調な完成と運転が、これからの西独におけるHTR開発にとって、欠くことのできない前提条件となっている。

(3) THTR 後継炉

THTRの後継炉として、一部の蒸気をプロセス用に用いる“蒸気併給炉”が検討されている。1982年以来、900 MW_eの実証炉を対象として、BBC/HRBとKWU/GHTの両グループ共同の概念設計が行われた(HTR-900)。

HTR-900は、基本的にはTHTRと同様の構想であるが、ヘリウム出口温度は、THTRが750℃であったのに対しHTR-900は680℃とむしろ低く、また炉内出力密度もTHTRより約10%低くして、むしろ保守的な設計で確実な実現をねらった。その他THTRと異なる点としては、緊急冷却システムを主冷却系と別に設けたこと、圧力放出弁と格納容器を設けたこと、低濃縮U/Pu系燃料を用いることなどが挙げられる。

しかしHTR-900は、主として軽水炉よりコストが高いとの理由で実現しなかった。この間の事情については後に補足する。

現在は、BBC/HRBが規模をやや縮小した500 MW_eのHTR-500を提唱し、軽水炉より安い発電原価が実現できるとしている。その他、小型のHTRを組合せるいわゆるモジュール炉の構想(MRS-200)がKWU/Interatom社から提唱されている。同様の計画は、BBC/HRB社からも発表されている。これらの設計について、電力会社と石炭会社より成るユーザー協議体(AHR)が次期炉としての可能性を検討している。この点については、後に詳しく述べることとする。

(4) HHT (表1, 第4項)

直接サイクルのヘリウムタービンを用いて高効率の発電を目的とするプロジェクトで、1972年以来、西独とスイスの協力のもとに行われてきた。計画された熱出力は1640 MWで、図3に示すように、一基の大型ガスタービンをPCRVRの中に格納する。

この概念に基づき、EVO及びHHVと呼ばれる大型施設を建設して開発を進めてきたが、予算及び技術の両面から、本プロジェクトは大幅に縮小されることが決定され、現在いわば、無期限の“休止状態”にある。技術的な問題点としては、設計研究の結果が予想したほどの熱

効率を与えなかったこと、緊急冷却の概念に難しい問題のあること、大型試験施設のEVOとHHVがいずれも順調には完成しなかったことなどが挙げられる。

(5) PNP (表1, 第5項)

PNPはHTRから得られる950℃のヘリウムを各種のプロセスヒートに利用しようとするものである。本プロジェクトが開始されたのは1975年で、構成メンバーは、石炭会社のBF及びRBW、原子炉メーカーのGHTとHRB、それにKFA研究所である。

本プロジェクトの主要な目的は、次の三点にある。

- (イ) 熱出力500MW、ヘリウム出口温度950℃の核熱供給用HTRの設計と必要なR&D。
- (ロ) 石炭(hard coal)の水蒸気ガス化(WKV)の技術開発とシステム設計。
- (ハ) 褐炭(lignite)の水添ガス化(HKV)の技術開発とシステム設計。

計画されているPNP-500と呼ばれるプラントは、図4に示すように、中心に500MW_{th}の原子炉があり、その両側にWKV及びHKVの2ループを持った設計になっている。これに必要な技術開発を行うため、石炭ガス化の大型施設が現在建設、運転されている。(表1, 5.1, 5.2項)

また、高温用金属材料とそれを用いた機器の開発も不可欠で、中間熱交換器はKVKループで、スチームリフォーマーは、次に述べるEVAⅡで試験が行われる。

プラントの概念設計に基づいて、原子炉と化学施設の複合プラントの許認可の可能性についても検討が行われ、良い結果が得られた。

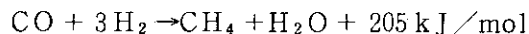
最近、THTR後継炉の検討が進むに伴い、新しい原子炉の概念が提唱されているため、PNP計画についても原子炉及びプラント設計を見直す動きがある。

(6) NFE (表1, 第6項)

核エネルギーを化学反応を利用して遠距離に輸送しようとするもので、その概念は図5に示すような形になる。すなわち、HTRからの核熱を利用したスチームリフォーマーで



の反応によってH₂を発生し、これをパイプを通して輸送したのち、消費地に置いたメタン化装置において



の反応により再びエネルギーを発生させる。このようにして反応物質を消費することなく、かつ常温のガスを用いてエネルギーを遠隔地へ輸送できる。

現在は、EVA/ADAMと呼ばれる施設で実験が行われているが、将来はPNP-500に組み込む計画である。

(7) HBK (表1, 第7項)

HTR用の燃料としては、当初から高濃縮U/Th系燃料サイクルの確立を目標とし、既にAVRとTHTR用として75万個の球状燃料の製造実績がある。しかし最近になって、低濃縮U/Pu系に今後の方針が切り換えられた。この理由は、まず軽水炉用U/Puサイクルの確立も容易ではない現状では更にもう一つの燃料サイクルの確立は難しいこと、さらに、最近になって高濃縮ウランの供給に不安が生じていることによる。(但し、THTRには、既に完成しているU/Th燃料球を用いる。)

このため、低濃縮HTR用燃料の再処理は、いわゆるヘッドエンドのみを開発し、その後は軽水炉の燃料サイクルに投入するという方針である。このヘッドエンドの開発は米国GA社と共同で進められており、またKFA内にはJUPITERと呼ばれる実験施設も建設中である。

AVR及びTHTRからの高濃縮使用済燃料は、差し当りKFA内の地表の施設に「仮貯蔵」することが決定されている。

このような燃料サイクル計画を図6に示す。この図からわかるように

短期計画	AVR, THTRからの高濃縮U/Th燃料の貯蔵
中期計画	THTR後継炉からの低濃縮U/Pu燃料のリサイクル
長期計画	高濃縮U/Pu燃料リサイクル

と要約することができる。

(8) AVR-II構想 (表1, 第8項)

AVRの後継炉としてのAVR-II構想が、KFA内部で検討された。これは、熱出力50MWの小型炉にスチームリフォーマーまたは中間熱交換器を取付けて、核熱利用の可能性を実証しようとするものである。しかしながら、主として資金面の困難から、実現はむずかしくなった。そのため現在のAVRの改造計画(AVR-U)が新たに検討されはじめており、これらについては後に再び触れることとする。

表1 西独 HTR 開発プロジェクト

プロジェクト/関連大型施設		要 目	概 要
1. AVR		<ul style="list-style-type: none"> ・発電用実験炉 ・球状燃料 (U/Th), ペブルベッド炉 ・950 °C ヘリウム最高温度 ・15 MW 電気出力 ・低濃縮 U/Pu 系燃料の試験 	<ul style="list-style-type: none"> ・1967 年より運転 ・高稼働率 72 % (最初の 10 年) ・'78 - '79 年蒸気漏れによる停止 ・'80 年より再び全出力運転 ・'86 年までの運転確定
2. THTR		<ul style="list-style-type: none"> ・発電用原型炉 ・高濃縮 U/Th 球状燃料 ・300 MW, 電気出力 ・750 °C ヘリウム最高温度 	<ul style="list-style-type: none"> ・1972 年より建設中 ・1974 年～ '81 年の間, 許認可手続に起因する遅延 ・1982 年より順調な進捗 ・1983 年初臨界達成 ・1985 年運開予定
3. THTR 後継炉計画		<ul style="list-style-type: none"> ・発電用実証炉の計画 ・低濃縮 U/Pu, 球状燃料 ・一部の蒸気をプロセス用に併給 	<ul style="list-style-type: none"> ・THTR の後継プロジェクト ・HTR-500 又はモジュール炉を検討中
4. HHT		<ul style="list-style-type: none"> ・直接サイクル高温ヘリウムタービン発電プラント ・675 MW 電気出力 ・850 °C タービン入口温度 	<ul style="list-style-type: none"> ・1972 年より開始された西独 - スイスの協同プロジェクト ・実質的に休止状態にある
関連施設	4.1 EVO	<ul style="list-style-type: none"> ・化石燃料加熱発電プラント ・50 MW, 定格電気出力 ・750 °C タービン入口温度 	<ul style="list-style-type: none"> ・1975 年以来運転 ・軸の振動, ベアリングの漏れなどに対する改造完了
	4.2 HHV	<ul style="list-style-type: none"> ・大型ヘリウムタービン実験施設 ・850 °C タービン入口温度 	<ul style="list-style-type: none"> ・1981 年 4 月定格運転条件に到達 ・1983 年より運転休止
5. PNP (PNP-500)		<ul style="list-style-type: none"> ・石炭及び褐炭のガス化を主とする核熱プロセス利用総合プラント ・500 MW 熱出力 ・950 °C ヘリウム最高温度 ・石炭の水蒸気/水添ガス化 石炭投入量 67 t/hr ・褐炭の水添ガス化 褐炭投入量 166 t/hr 	<ul style="list-style-type: none"> ・1975 年より概要の検討 ・1977 年より参考設計 ・1981 年レビュー ・1983 年よりモジュール炉を含めて概念及びプラント構成の再検討中。

表1 (続) 西独 HTR 開発プロジェクト

プロジェクト/関連大型施設		要 目	概 要
関連大型施設	5.1 WKV (石炭の水蒸気ガス化)	(1) テストプラント ・ 200 kg/hr, 石炭投入量	・ 1976 年より運転 ・ 23,000 時間運転
		(2) パイロットプラント	・ 建設は不確定
	5.2 HKV (褐炭の水添ガス化)	(1) テストプラント ・ 約 400 kg/hr, 褐炭投入量	・ 1975 年より運転 ・ 27,000 時間運転
		(2) パイロットプラント ・ 約 24 t/hr, 褐炭投入量	・ 1983 年より運転
	5.3 KVK	・ コンポーネントテスト大型ループ ・ 20 kg/s, ヘリウム流量 ・ 950 °C, ヘリウム最高温度	・ 1983 年より運転
	6. NFE	・ メタン化反応による核熱の遠距離輸送	・ PNP - 500 に組込予定
関連施設	6.1 EVA II / ADAM II	・ スチームリフォーマ (EVA II) とメタン化装置 (ADAM II) の結合プラント ・ 10 MW 電気入力	・ 1980 年より運転開始 ・ 1981 年 定格到達 ・ 1984 年より新しいスチームリフォーマによる試験の予定
7. HBK		・ 高温ガス炉燃料サイクル	・ 高濃縮 U/Th サイクルから低濃縮 U/Pu サイクルへ変換 ・ 使用済燃料仮貯蔵方針決定
	関連施設	7.1 JUPITER	・ 高温ガス炉燃料の再処理ヘッド・エンド・テスト用施設 ・ U/Th, 及び U/Pu 燃料用 ・ 処理量約 2 kg 重金属/day
8. AVR - II 構想 (AVR - U 計画)		・ 50 MW, 熱出力 ・ 950 °C, 出口ガス温度 ・ スチームリフォーマ出力, 20 MW _{th}	・ 核熱利用プラントの実証 ・ 1982 年, KFA による概念設計 ・ AVR - U (改造) 計画に変更

2. 政府および産業界の姿勢

2.1 開発予算

西独におけるHTR 開発経費は、連邦政府、ノルドラインウエストファーレン (NRW) 州、及び民間資金によって賄われている。1981年までの開発経費と1982年の概算を表2に示す。連邦政府とNRW州の負担割合は、THTRの建設費を除くと約70%対30%で、NRW州の寄与のかなり大きいことがわかる。

THTRの建設費は、1983年現在公式には総額約4,000 MDMと見積られており、これに対する負担割合は、

連邦政府	54 %	NRW 州	11 %
電力会社	30 %	メーカー	5 %

となっている。⁽¹⁾ THTRは建設の遅れにともない建設費のエスカレーションも大きかったが、その増加分を産業界がより多く負担するよう求められてきた。

2.2 開発体制

HTRの開発は、連邦政府内ではBMFT (連邦研究技術省)、NRW州政府内ではMWMV (経済・中企業・交通省)の担当となっている。連邦政府からの公的資金は、PTH (Projekt - träger HTR) というプロジェクト管理組織の監督のもとに民間企業に支出される。以上の公的資金の流れを簡単に図示すると、図7の(a)のようになる。

また、産業界を含めてHTRの開発に係わっている主な機関をあげると表3のようである。

実際の開発にあたっては、産業界とKFA研究所が、協力する体制となっている。とくに核熱利用関係では、PNPプロジェクトと呼ばれるプロジェクト組織があって、図7(b)のような体制を組んでいる。

PNPプロジェクトのパートナーは、原子炉メーカーとしてHRB社とGHT社、利用系側の会社としてRBW社とBF、研究開発機関としてKFAである。これらから成るプロジェクト管理委員会の下に、EGと呼ばれる研究開発組合がある。EGのメンバーは、HRB、GHT、KFA、さらに燃料関係からNUKEM、HOBEG、黒鉛関係としてSIGRIである。(正確には、NUKEM、HOBEG、SIGRIの3社は、HBKプロジェクトを介して参加している。)

EGの中には表4のような8つのワーキンググループがあり、実際のR&Dを担当している。さらに、これらの過程で得られた特許やノーハウは、KVGHという情報管理機関にプールされる。(KVGHが扱うのは原子炉部門のみで、利用系は含まない。)

2.3 国際協力

西独と米国との間には、1977年以來ガス冷却炉開発に関するアンブレラ協定があり、とくに燃料、黒鉛、FP挙動の分野を中心に、研究開発協力が行われている。民間では米国GA社が、西独HRB社の49%株主となっている。

スイスとの間には、HHTプロジェクトに関しての協力関係があったため、スイス政府は既に約4千万ドルを出資した。

日本との間には、両国政府間の科学技術に関する協力協定のもとに、KFA研究所と日本原子力研究所の間に研究協力が合意され、人員・情報の交換、共同実験を行っている。また最近(1984年1月)には、Interatom社のKVK(ループ)と日本原子力研究所のHENDEL(ループ)との情報交換協定が締結された。

表2 西独 HTR 関連開発費

		1982年	1982年まで (合計)	1983年 (予算)
AVR	(建設)	—	85	—
	(運転)	16	141	16
THTR	(設計, 建設)	596	2,218	641
新型発電炉 (主としてHHT)	(設計, R&D)	5	775	—
核熱利用	(設計, R&D)	228	1,088	202
燃料サイクル	(R&D)	40	248	33
合計		885	4,555	892

- 単位 百万DM～約1億円
- 出典 PTH資料⁽²⁾
- 数字は概数

表3 西独のHTR 開発に係わっている主な機関

機関名(*)	摘 要
BMFT	連邦政府内の科学技術省
MWMV	NRW州政府内の経済・中企業・交通省
PTH	HTR 開発プロジェクトの管理機関
PLE	非核エネルギー開発の管理機関 (石炭ガス化などを扱う)
KFA	原子力研究所
HRB 社	BBC 社系列の HTR メーカー, THTR の建設
BBC 社	原子炉及び重電メーカー, THTR の建設。
GHT 社	Interatom 社の子会社の HTR 開発会社
Interatom 社	KWU 社の子会社で, FBR 及び HTR の開発と建設にあたる。
KWU 社	原子炉及び重電メーカー
HOBEG 社	NUKEM の子会社の HTR 燃料メーカー
NUKEM 社	核燃料メーカー
SIGRI 社	黒鉛メーカー
BF	石炭会社共同出資の研究所, 石炭ガス化の開発
RBW 社	ライン褐炭社, 褐炭のガス化の開発
RAG 社	ルールガス社, 石炭ガス化のポテンシャル・ユーザー。
HKG	THTR の発注元。電力の合弁会社。
AHR	THTR 後継炉を検討するユーザー協議体
EG	HTR 開発組合
KVGH	特許やノーハウのプール機関
HBK	燃料・黒鉛関係のプロジェクト

(*) 各機関のフルネームは巻末に示す。

表4 HTR R & D 組合のワーキンググループ

HTR R&D 組合 EG-HTR	主なKFAの研究項目
WG 1 原子炉構造	<ul style="list-style-type: none"> ・後備停止系 (KLAK) の実験 ・ペブルベッドの伝熱流動 ・制御棒の流体振動
WG 2 1次系熱交換器	<ul style="list-style-type: none"> ・IHX ヘリカル管束の流体振動試験
WG 3 高温配管	<ul style="list-style-type: none"> ・種々の断熱方式の特性試験 ・断熱構造の急速減圧下挙動 ・圧力振動の影響試験
WG 4 原子炉圧力容器	(WG 6 で実施)
WG 5 炉物理・計装	<ul style="list-style-type: none"> ・計算コード類の開発・実証 ・LEU-AVR の炉物理 ・SPND の開発 ・TC - 熱雑音計の開発
WG 6 安全工学	<ul style="list-style-type: none"> ・黒鉛酸化挙動試験と解析 ・空気浸入挙動試験と解析 ・コンクリートの高温挙動試験と解析
WG 7 放射能沈着	<ul style="list-style-type: none"> ・沈着FP の事故時挙動 ・FP の黒鉛への吸着 ・ダスト+FP の挙動
WG 8 材料開発	<ul style="list-style-type: none"> ・合金の機械的特性 ・合金の腐食挙動 ・合金開発 ・制御棒材料 ・構造試験 (多軸荷重など) ・データバンク ・セラミックス ・水素およびトリチウム挙動

3. 現状と将来計画

3.1 概要

一般的に言えば、西独HTR開発プログラムの現状および近い将来計画は、過去数年来の延長線上にあるとすることができる。すなわち、HTR開発の到達目標は、次の3主要プログラムである。

- (1) THTRの完成と順調な運転
- (2) THTR後継炉プロジェクトの確立
- (3) 核熱プロセスヒート利用(PNP)計画の推進

しかしながら、1981年～1983年にかけて、これらHTR開発計画の遂行に関して、政府、民間を含めて重要な検討が為され、従来計画の再評価、調整が行われる結果となった。上記3つのプログラムは技術的には大きな魅力をもつ計画ではあるが、また一方で固有の問題をかかえており、従来は筆者らにはどことなく解かりにくい面が多かったが、現状ではそれぞれに、また相互関連においてまとまりがついて来たように思われる。この意味で、西独HTR開発が数年来の困難を克服し、将来展望を含めて新たな契機を迎えているとすることができる。

このような将来計画の再調整が必要となった理由として、以下のような点があげられる。

第1には、THTRの建設工事の遅延による深刻な工費の膨張

第2には、経済低成長下でのエネルギー需要増の軽減

第3には、THTR完成を間近に迎えてのHTR関連技術の維持および発展のための次期プロジェクトの緊急性

新しい将来計画には次のような背景があると見ることができる。

- 1) 最優先課題は、THTRの建設費問題の解決を計り、工事の完成と順調な運転の達成である。これが西独HTR開発の最重要の基盤となるものであることから、1985年10月を営業運転開始とする最終工期を前提として、建設費総額約40億マルクの官民分担が決着した。前述のように、THTRは1983年9月13日に初臨界を達成し、建設工程は極めて順調に進捗している。一方で、連邦政府の財政難、もう一つの原型炉プロジェクトである高速炉SNR-300の出資増もあり、HTR開発の公的資金の配分では当面THTRが名実共に主要となり、他の開発分野での予算減が予想される。
- 2) 小型HTRがいわば現在および今後の有望なプラント概念として提案され、かつプロジェクトの候補として検討されるに至っている。小型HTRは50～200MWthの規模であり、BBC/HRBグループとKWU/IAグループが共に、電気/蒸気併給プラント用(THTR後継炉)および核熱利用プラント用(PNP)の設計概念を発表している。

なお、KFAが核熱利用実験炉プラントとして、AVR-II構想を提起したが、そのもの自体は、PNP計画の候補としては正式な検討対象となるには至らなかった。その代りとして、AVR-IIを縮小した意味でのAVRの活用(AVRを熱利用系機器の実証試験用に改造)が

具体的検討に入っている。

3) 時間的に見て当然のことであるが、今後のプロジェクトである後継炉およびPNP計画でのプラント概念がより明確になって来ていることも特記すべきことである。

後継炉については、ユーザーグループ(AHR)が結成され、これに対応して、BBC/HRBグループが試験設計HTR-500MWをまた、KWU/IAがModular Reactor System, MRS-200MWtを、それぞれ提唱し、ユーザーの意向を打診中である。

更に、PNP計画については、従来の意欲的な標準設計PNP-500MWtの継続が断念され、技術的かつ経済的によりリスクの少なく実現性の高い新しい設計が公式に開始されている。この新しいPNP炉の概念設計についても上記の両メーカーグループがそれぞれ参考設計案を提案することになっている。

以上、述べたようなことは、今後の2~3年間の西独HTR開発の中心課題でもある。課題解決への道筋が明解になったことは確かであるが、後継炉プロジェクト、新たなPNP炉の概念あるいはAVRの改造にせよ、いずれの選択、決定も今後に残される。大きな危機を乗り越えたTHTRの建設の進捗も、また、注目していなければならない。従って、全体的には、より明確な路線が引かれたとは言え、個々にはなお流動的な動きが予想される西独HTRの近い将来と云って良いだろう。以上の主要なプログラム以外の研究開発プログラムも含めた開発計画の全体計画を図8に示す。

以下には、AVR、THTR後継炉、核熱プロセス利用開発(主としてPNP関連)について詳しく述べる。

3.2 AVR

前述したように、AVRの運転は1986年迄継続することが確定している。ペブルベット炉による発電というAVRの実験炉としての役割は既に15年に及ぶ運転実績により十分に達成されたと考えられ、また発電による営業上の価値もなくなっている。それにも拘らず、1986年迄の運転継続が決定された最大の理由は、THTRの完成迄ペブルベット型HTRが稼動中であることを顕示する必要がある、という政策的意図であると理解されている。一方、THTR以降の後継炉では、低濃縮ウラン燃料(ウラン・プルトニウムサイクル)が使用される計画となっているが、そのための研究開発の一部としてAVRが利用されている。すなわち、低濃縮ウラン燃料球の大量照射試験および炉物理特性の実証試験である。

ところで、1983年になってAVRのより長期的な利用が検討されるに至っている。これには核熱プロセスヒート開発を目指すKFA研究所のAVRⅡ計画との関連がある。AVRⅡ構想については後述するが、そのプラントは建設費がKFAの公的資金の範囲内で実現可能なものであるとの意図の下に計画された。しかし、THTR完成のためになお政府出資額の増加が決定されたため、そのあおりを受けて、AVRⅡ構想は実現困難な事態となった。そこで、AVRⅡ構想の基本目的である原子炉と熱利用系機器(改質器、中間熱交換器)の結合というシステムをより小規模の開発経費により実現するための方策として考えられたのが、AVRの改造(AVR-U)計画である。

AVR の改造の具体案およびスケジュール等については、概略以下のようである。AVR はペブルベット炉心の上部に蒸気発生器を配置しているが、一部の高温ヘリウムを、蒸気発生器をバイパスさせ、原子炉建家外に設置される水蒸気改質器又は IHX 中間熱交換器に導く、という 1 次系の構成が考えられているようである。AVR-ⅡやKWU/IA のモジュール炉が熱利用系機器を原子炉の側方に置く、いわば“横型”であるのに対し、AVR 改造案は、BBC/HRB の小型 HTR を変形したもので、“縦型”であると言える。既存炉の主冷却系を改造し、新プラントとする発想も大胆であり、核熱プロセス利用開発に対する KFA の意欲が窺える。

AVR の改造のための検討が現在 KFA を中心として進められているが、これには、現在の機器、構造物の評価、改造の具体案、許認可上の問題および経費の見積が含まれている。これらの検討を集約し、1984 年中には、何らかの決定に到るものとされている。

3.3 THTR 後継炉

THTR の完成が来年 1985 年に確実視されるに至った現在、THTR の後継プロジェクトを何にするか、真に焦眉の課題となっている。後継プロジェクトは、西独 HTR 開発戦略上、商用実証炉として位置づけられており、THTR 完成前に着手されなければならないと考えられている。その理由は以下のような認識に基づいている。すなわち、HTR 開発の進展と産業界の技術能力の維持は、新たな原子炉プラントの建設と運転経験によってのみ得られるもので、決して長期間の R & D のみでは達成されないことが、産業界のみならず政府によっても共通に認識されているからである。

更に実証炉としての後継炉では技術開発の現状からみて、基本的には核熱の蒸気の利用に限定されるが、熱需要マーケットの新たな開拓という挑戦も目的の一つとされ、発電と工業用蒸気の供給という蒸気併給プラント (cogeneration plant) が考えられている。このプロジェクトの成否は、従って、軽水炉が主流を占める原子力発電との経済性の競合および非電力産業分野のユーザーの参画とにかかっている。一方、政府の立場は極めて明解で、政府出資は長期的な R & D に向けられるべきものであり、実証プラントの建設を目的とする後継炉プロジェクトは民間の主導と責任で実施すべきであること、そうであれば、本プロジェクトのスタートに当って設計段階の費用の一部は援助するとの意向を示している。

さて、蒸気併給炉としての後継炉プロジェクトの検討は 1980 年頃から具体化し、先ず、HRB 社と GHT 社の共同設計による試設計プラント HTR-900 の提案があったが、これが発電単価およびユーザーの協力という基本的な問題で困難にぶつかり、1981 年秋に公式に断念された。次いで、HRB 社が HTR-450 を提唱したが、これも事態を打開するには到らなかった。一方、ユーザーサイドの協議も除々に進展し、1982 年 3 月にユーザー協議体 (AHR) が結成され、また同年 10 月に HRB 社が、大型軽水炉と競合し得る発電単価の達成を可能とする HTR-500 を提案したことにより、後継炉プロジェクトの結実に向け新たな展開が計られている。

このユーザー協議体 AHR は以下の民間会社から構成されている。

- 1) 石炭、ガス会社：Ruhrkohle, Ruhrgas
- 2) 電力会社：VEW, HKG (THTR の運転会社)

3) 化学会社 : Chemische Werke Huels (CWH)

現在までのところでは、プラントの概念として前述のBBC/HRBグループによるHTR-500とともに、KWU/IAグループによるモジュール炉(2~4×80 MWe)がユーザー協議体の検討の対象となっている。既に、両グループ共に予備的な安全審査専門グループとの討議をそれぞれ独自に終了している。また、これらの経緯を経て、1983年末には両グループからの予備設計と建設費見積がユーザーグループに提出される計画となっている。

後継プロジェクトの確立のため、今後約1年間の課題は、ユーザー会社の設立、サイトの決定、建設スケジュールと建設費の確定、そして正式の設計発注である。

更に、後継炉プロジェクトがユーザー主導で決定される点を考慮すれば、西独HTR開発戦略の次の段階、すなわち、核熱プロセス利用プロトタイププラント(PNP)の概念にも影響があるものと考えられている。

以上が、後継炉プロジェクトの位置づけと現在迄の経緯である。以下には、これ迄に提案されてきている後継炉の設計例について個別的に記すことにする。

(1) HTR-900

本プラントは後継炉用の最初の試設計であり、THTR-300の設計を大型炉にスケールアップしたものでマルチキャビティPCR Vを採用しているものである。付録(テクニカルデータ)に見られるように、炉心の出力密度、ガス出口温度に関してはTHTRよりも保守的な設計になっている。但し、一部の蒸気をLurgi法の石炭ガス化プラントに供給することにより、原子炉と化学プラントの結合を試みたものである。しかし全体的には、短期間で確実な実現をねらう現実的な構想であった。現に、HTR-900に関する安全設計の検討の結果、これが許認可審査に耐え得るものであるとの結論も得られていた。

一方、この設計検討を通じて、次のようなコストが算出された。

	HTR (900 MWe)	LWR (900 MWe)	石炭 (625 MWe)
電力 (pf/KWh)	15	13	23
熱 (DM/Gcal)	48	48	73

(1 pf = 1円, 1 DM = 100円)

また、HTR-900の建設費は約3600億円といわれており、これはむろんいわゆる“Cost of a first kind”(一号機であるがためのコスト)を含むため、高いものとなっている。

これらの結果は、政府及びユーザー(電力、石炭、ガス会社)によって検討された。以下にはそれぞれの検討結果を要約する。

i) 政府の見解 本プラントはすでに実証炉であること、また政府の財政上の理由もあって、政府は本プロジェクトには出資できないと言っている。せいぜい出資しても、設計段階の費用(約600億円)の一部が限度である。

将来の核熱利用の必要性は認めるので、そのためのR&Dには出資を続ける。

ii) 石炭・ガス会社の見解 本プラントからの蒸気はすでに石炭燃焼の蒸気より安い、製品のガス自体はまだ天然ガスに比して高い(約3倍といわれる)ため、ただちにこれを導入することはできない。

将来の核熱利用のためにはR&Dを続ける。

iii) 電力会社の見解 電力会社とくに大電力会社は、1300 MWのLWRを基準としており、この発電コストは10～11 pf/kWhで、これに比較すると、HTR-900は約50%割高である。これを補うためには約1,400億円の資金が必要となる。

ただし、電力会社としては、主力のLWRさえ定着していない現状では、いわば保険のような性格をもつHTRに対して、それだけの投資をすることはできない。

HTRはむしろLWRより安全な炉であり、将来のエネルギー安定供給の観点から必要な炉であることは認めるが、この種の投資はむしろ政府が行うべきものである。

以上のような検討の結果、HTR-900が後継プロジェクトとして否定された。このように政府の後継炉プロジェクトに対する姿勢が明確にされたことで、後継炉問題は産業界の主導と責任により対処すべきであるとの方向が打ち出された。

(2) HTR-500

HTR-900が最終的に否定されたのを受けて、BBC/HRB社はいわゆる中型炉と言うべきHTR-450を代替案として提唱した。450 MWeが選ばれた理由は、これがTHTR技術の延長線上の実証炉としては最小規模と考えられること、およびシングルキャビティのPCRVDである等のため建設費は約2,200億円(約22億マルク)と見積られた。

HTR-450を経済的に改善した概念がHTR-500である。HTR-500の最大の特徴は発電単価が大型軽水炉のそれと同程度になったということである。BBC/HRBの試算は1993年運開(設計と許認可手続に3年半、工事期間6年)を想定したもので、以下のような結果になっている。

HTR-500 MWe	12.2 pf/kWh
軽水炉 1240 MWe	12.3 pf/kWh
石炭火力 625 MWe	23.3 pf/kWh

また、HTR-500を蒸気供給専用プラントとする場合の蒸気単価を石炭専焼プラントと比較すると、以下に示すようにどの蒸気条件に対しても約55%と低廉である。

	化学プラント用 1.5 bar / 120 °C ~ 22 bar / 300 °C	石炭ガス化プラント (Lurgi 法) 90 bar / 420 °C
HTR-500	12.5 pf/t ~ 24.7 pf/t	33.0 pf/t
石炭専焼	22.5 pf/t ~ 45.5 pf/t	59.5 pf/t

HTRが大型LWRと発電単価の点で競合し得るという試算が得られたのは、これが最初である。従来得られているHTR-900やHTR-450の発電プラントからのコストダウンの理由は、THTRの設計経験、HTRの安全上のメリットを十分に利用しているためと言われている。いずれにせよ、後継炉プロジェクトの本命となるべき原子炉概念の提案であるため、BBC/HRBグループの特別の努力が現われていると見ることができよう。

BBC/HRBによれば、HTR-500はプラント技術面において、THTR-300の実証技術を最大限に活用した後継炉として最適のプラントであり、従って、設計、許認可手続および建設工事におけるスケジュール上のリスクも無いとされている。

図9にHTR-500の原子炉概念を示す。以下に系統器機器設計上の特徴を示す。

i) 1次系は8ループ(THTRは6ループ)であり(155 MWe/ループ 主要機器(蒸気発生

- 器 主循環機)はTHTRのものとはほぼ同じ。ただし蒸気系には再熱サイクルを用いない。
- ii) PCRV もシングルキャビティ型でTHTR と同じ概念である。
 - iii) 反応度制御も THTR と同様に、反射体部と炉心部の制御棒のみであり、KLAK (緊急停止用の小球) は用いない。
 - iv) セラミックス炉内建造物も標準化されたものを採用。
 - v) 燃料は低濃縮ウラン (10%濃縮度) を用いるOTTO (非再循環型) サイクルとする。
 - vi) 崩壊熱除去は通常時は主冷却系によるが、非常用として、別に2系統の補助冷却系 (ACCS) を設ける。(THTR には主系と独立したACCSは無い。また、HTR-450 では、ACCS が4系統であった。)

実際の後継炉プロジェクトとしては、AHR の仕様に従って、電力と蒸気生産の割合が決定され、それに応じてプラントの最適設計がなされることになる。BBC/HRBとしては、THTR の2年間の運転実績を経て、後継炉の建設に着手したいとの意向も表明しており、この点もユーザの不安を解消することに効果的であると見ている。従って、今後、後継炉プロジェクトが最も順調に進展したとしても、建設着手は早くても1987年、運開は1993年であろう。

(3) MRS - 200

KWU/IAグループのモジュール炉システムは(本来的には)非電力分野の熱需要の条件により適合するという意味において、むしろ、核熱プロセス利用プラントをねらっているものである。蒸気併給プラントとは言え後継炉の実態としては発電が主、蒸気併給が従と考えられることから、HTR-500との競合については、経済性(発電と蒸気のコストという狭義の意)以外の決定要因が重要とならない限りかなり苦しいと思われる。

しかしながら、前述のAHRが2モジュールシステムの予備設計を契約したことからは、ユーザグループがMRSに強い関心を寄せていることも窺える。もしもMRSが本命となれば、単に後継炉の決定のみに止まらず、種々の意味において従来の西独HTR開発路線の大転換であり、新しいHTR路線の幕開けとなるであろう。

ところで熱出力50~250MWの小型HTR概念は1980年頃からKFA研究所で安全上の優位性という点で強調されて来たものである。これを蒸気併給プラントとして用いる場合、軽水炉と比べて次のような利点をもつものである。

- 1) 補助冷却系がなくとも炉心溶融のない安全な原子炉になり得ること
- 2) 化学プラントへの近接立地が容易になること
- 3) より高温の蒸気を併給し得ること
- 4) 従ってトップサイクルに発電系を用いれば高い発電効率によりコストボーナスが得られること
- 5) 軽水炉では1次系圧力の方が高いのに対し、HTRでは低いので、一次系から蒸気側への放射能の漏れがないこと

つまり蒸気併給用小型HTRは、現在の技術レベルで十分建設可能であり、利用系側にも開発要素がないため需要さえ生じれば容易に実現し得るものと考えられている。

更に、熱需要マーケットへの導入を容易にする要素として、次のような点も指適されている。

- 1) 例えば、 4×100 MWe の資本費を発電単価に換算して1200 MWe 軽水炉のそれと比較

すると約 50 % も高い。しかし建設期間は大型炉の 7 年に対して 4 年と見込まれる。現状の金融情勢（金利、税金、インフレ）を考慮すれば、建設期間が 3 年も短いことによって、10 ~ 15 % のコスト差は解消できるであろう。また 3 年早く商業運転が開始できるという経済的意味も期待できるであろう。これらを総合すれば、資本費の点では、小型 HTR は大型炉に比較して発電単価的に同等と考えられる。

- 2) 石炭火力による発電又は蒸気生産よりも経済的に既に優れている。
- 3) 熱需要マーケットには、立地問題、輸送路および貯炭場対策など特有の条件があるが、これらの点で小型 HTR は好都合である。更に中小の熱需要に対して、特に技術的な適合性がある。

図 10 に MRS - 200 th の概念図を示す。主冷却系主要機器（蒸気発生器と主循環機）が原子炉の横に置かれ、両者が、熱膨張吸収型の 2 重管ダクトにより連結されているのが特徴である。ペブルベッド炉心は直径 3 m、高さ 9.6 m であり、平均出力密度は、 3 MW/m^3 が限界値である。

KWU/IA グループが、このようなモジュール炉を提唱する論拠は以下のようなものである。

先ず、その基本的な背景は原型炉 THTR - 300 の建設経緯における苦い経験から得られた次のような教訓である。

- 1) 建設開始以前に、技術開発要素は、実質的に解決されていること。系統機器は実証技術に立脚すべきこと。
- 2) 許認可上の要求は、着工前に確定されなければならない、工事の分割・認可は避けるべきであること。
- 3) 安全設計は単純明解であること。
- 4) 安全系統設備は最小限に抑えるべきこと。
- 5) 設計のリスクを無くし、遅れを回避するため安全解析は簡略化すべきこと。

そして、これらの論理的帰結として、後継炉および核熱プロセスヒート利用炉に対しては、現存する立証済の技術、つまりは、HTR（主として AVR）と軽水炉の技術に基づくものでなければならない、開発要素があってはならない。

さて、このような設計思想に基づく MRS - 200 の特長を以下に列挙する。

- i) 非常用炉心冷却設備（強制冷却）が不要
炉心平均出力密度 3 MW/m^3 以下
- ii) 炉心内への制御棒配置が不要
炉心有効直径 3 m 以下
- iii) 水浸入時の反応度効果が小
燃料球中ウラン量 7 g 以下
- iv) RPV（原子炉圧力容器）の工場製作、炉内構造物の検査、補修、鋼製圧力容器交換可能性の確保

その他の設計データは付録に示してある。このモジュール炉は次のようなシステム設計上の特色を有している。

- i) 1 次系は 1 ループで補助ループなし。

- ii) 崩壊熱除去は、通常時は主冷却系、事故時は炉容器外の炉室壁クーラーによる。
- iii) 6本の制御棒を反射体部に挿入（制御および高温停止）、18コの吸収材ボールの反射体部への挿入による低温停止
- iv) 炉内構造物の交換が可能
- v) 原子炉と熱除去機器との2重の直管による接合

KWU/IAグループの発表によれば、蒸気供給プラントの場合であれば、設計と許認可手続に約3年、建設工事に約4～5年、つまり、設計受注から約7～8年で運転開始が可能であり、しかも受注があれば直ちに着手可能であるという。このモジュール炉の安全設計については、既に安全審査顧問グループによる予備的な検討が開始されていると伝えられている。

3.4 核熱プロセスヒート利用開発

(1) PNP 計画

PNP計画での従来の標準設計PNP-500は、現状の研究開発の課題を明確にすることに貢献して来た。特に重要な技術開発分野は、金属材料の長時間強度、ヘリウム/ヘリウム熱交換器、製造ガスからのトリチウムの除去、原子力化学結合プラントの許認可問題などである。その為、PNP建設決定までには、3万時間以上の耐熱材料テスト、熱交換器、高温配管、隔離弁などの1次系主要機器の高温試験、大型ガス化パイロットプラントの建設と長時間運転、安全審査の開始などが必要とされ、現在も1986～88年を目標とした数多くの研究開発が続けられている。PNPは西独HTR開発のTHTRに次ぐ第2の大目標であり、政府および産業界の強い関心と支持が得られている。

従来のPNP計画の長期展望によれば、PNP-500の建設開始は1980年代以降、7～8年の建設期間の後、90年代中頃以降の運転開始となり、商用炉の建設は90年代末まで待たねばならないと見られていた。しかしながら、最近の状況分析によって、技術開発課題の現状、開発のための所要資金、エネルギー需要見通し等の点から、核熱プロセスヒート利用の商用化は更に遅れるだろうと見られている。このため、従来の原型炉PNP-500も修正が必要とされている。その理由として以下の点が挙げられている。

- i) 極めて多額の投資が必要とされる。
- ii) 民間主導の原型炉としてはリスクが大きすぎる。
- iii) 最近になって、原子炉メーカーグループがTHTR後継炉の設計に基づいて、新たな核熱直接利用炉の概念を提唱している。

PNP計画の再検討は主として次の2分野について行われる。

第1には、核熱供給システム、つまり原子炉系の再検討である。先ず商用炉の概念が両原子炉メーカーグループによって、正式にPNPプロジェクトのために設計される予定である。KWU/IAグループは2種類のMRSを提唱している。1つは原子炉（熱出力170MW）に改質器を結合する（メタン改質、天然ガスのクラッキング、または褐炭の水添ガス化プラントHKV用）形式、他は、中間熱交換器を結合する（石炭の水蒸気ガス化プラントWKV用）形式である。いずれも原子炉系は図10に示した発電/蒸気供給用原子炉と同一のものである。ここでは、

原子炉と改質器を結合した形式のMRSを図11に示す。

一方、BBC/HRBグループは、HTR-500の概念を基礎とする、いわゆるコンパクト型原子炉システム(CRS)を提唱している。これはシングルキャビティPCRを採用し、He/He中間熱交換器を設けることによって、原子炉系と熱利用系とを分離する概念である。熱出力500 MW、1000 MWの設計例が発表されているが、ここでは、前者について図12に示す。

いずれの原子炉概念も、PNP-500に見られたような2つのガス化プロセスを結合する概念と比べて、単純化されており、技術的には、はるかに商用化への途が容易になっていると思われる。

第2の再検討は、熱利用系プロセスとしての選定である。褐炭の水添ガス化(HKV)プロセスに関しては、7800 Nm³/Hのメタン生産パイロットプラントが運転に入っている。このプラントは今後2年間運転される計画である。一方、石炭の水蒸気ガス化プロセスについては、テストプラントが1976年より運転されて来たが1984年迄で試験を終了する。しかし、技術的および経済性の面から、パイロットプラント建設については未確定の現状である。このため、Ruhr Kohle社と政府は1984～85年にかけて石炭ガス化開発についての再評価を計画している。

NFEにおいては、原子力プラント用に改良された改質器を組み今後2年間にわたり、EVA/ADAM-IIを運転することになっている。

(2) AVR-II構想

KFAがAVR-IIを構想した背景には1980～1981年当時の西独におけるHTR開発の困難な状況がある。すなわち、THTR後継炉の目途が立たず、またPNP計画における参考設計PNP-500の実現の困難さと共に、新しい原子炉プラント概念の構想が必要とされていた。更には、AVRが1986年迄運転して廃炉となる予定であるため、HTR開発の公的研究機関として次期の新しいプロジェクトが必要であったことも考えなければならない。しかし、一方で、当時のHTR開発の最重要課題はTHTRの建設完了であり、また、民間主導の後継炉選定である。従って、後継炉がユーザー側の意向により最終的に断念された場合にのみ、次善の策として、AVR-II構想がPNP計画として正式に検討され得るものと理解されていた。

前述したように、PNP計画は、種々の要因からより長期的な開発展望が必要とされるに至り、それだからこそ、近い将来の現実的な対応が迫られていた。この意味で、KFAの提唱は極めて重要な意義をもつものであった。AVR-IIは熱出力50 MW、出口ガス温度950℃で鋼製圧力容器を用いることになっているから、原子炉本体に関しては、AVRにおいて実証済の技術であり、計画の主眼は、熱利用系の実証試験である。核熱プロセスヒート利用は技術開発状況からみて、最初は原子炉に改質器を結合するシステム、次に中間熱交換器を結合するシステムの実証であると考えられている。こうした技術開発戦略におけるAVR-IIプロジェクトの目標・意義として、KFAは以下の点を主張している。

- ① 原子炉の運転条件下での熱交換器の実証運転、最初の対象機器は、改質器と高温配管である。
- ② 核熱利用プラントの安全審査の経験と実績
- ③ 核熱によるメタンの改質つまり合成ガス生産の実証

④ 次段階の商用プラントへの技術基盤を達成する。

このような、AVR-Ⅱ構想によって、技術開発の現状のみならず、核熱プロセスヒート利用の経済的実現化の時期との整合をも計ることが可能となる。従来のPNP計画のように原子炉系と熱利用系とを同時に原型炉化するという理念ではなく、核熱プロセスヒート利用の市場導入可能性がやや遠のいている時期を利用して、段階的に核熱利用技術の開発、試験、実証を行なうことが、現状において、賢明な途であるとKFAは考えている。

AVR-Ⅱの第1ステップである原子炉と改質器の結合構成を図13に示す。これはKWU/IAグループが提唱しているモジュール炉概念を踏襲しているものである。当初、KFAのプランでは、1982年の概念発表に引続いて、原子炉メーカーおよびユーザの意向を取り入れ、概念改良を方向づけて、PNP計画としての検討に移す計画でもあった。その為、この計画が資金的にも実現できる範囲であることも算定されていた。

しかしながら、その後の進展は、KFAの当初の予定通りにはならず、AVR-Ⅱそのものの概念改良、詳細化は断念されているようである。こうした事情に至っている最大の要因と考えられるのは、PNP-500に代って、AVR-Ⅱ方式をPNP計画の次期目標とすることは、PNP計画の重大変更であり、そう容易に転換できるものではないということであろう。PNP計画全体の開発費は既に10億マルク程度を投入してきている。計画の修正には官民合同のチェック&レビューが避けられない。このような要因があったため、前節で述べたようにPNP計画の技術的再評価のプランが正式に決定され、これが現在実施されつつある。

こうした展開の結果、KFAの提唱する技術開発戦略目標を達成するために、すでに3.2節に述べたようなAVRの改造が、現在は検討対象となっている。

4. あとがき

本報告書の初版では、「高温ガス炉に関するKFAと原研の研究開発協力協定」に基づく派遣員としての知見を基に、河村が、1981年末迄の状況を報告した⁽³⁾。引続いて、荒井が1983年3月迄KFAに滞在し、その後の西独HTRの動向を追跡した。本報告は、荒井の滞在期間中の調査およびその後の情報に基づき、初版を改訂したものである。この間、西独のHTR開発は幾つかの重要な展開を見せし、又、現在も進行中であることを、前章迄に記した。昨今においては、米国においても高温ガス炉開発に重要な新展開が見られている。これらの動向は、高温ガス炉が原子力開発利用の分野において、今後のエネルギー供給源として重要な役割を分担し得る時代が到来しつつあることを示している。更に又、このことは、高温ガス炉システムの開発が世界的にも重要視されて来つつあることを意味している。

さて、西独の高温ガス炉開発は、AVR実験炉以来既に約25年の歴史を経ている。その第1次の目標である発電用HTR(第1世代HTR)の商用化は、予備設計発注を迎えようとしているTHTR後継炉プロジェクトにより、ようやく実現し得る状況となって来た。第2次目標である核熱プロセスヒート利用HTR(第2世代HTR)の商用化は、今世紀末ないし次世紀初頭の達成をねらい、引続いて政府、産業界の共同開発が強力に進められている。この2大目標達成のための技術開発について、THTR-300の苦い建設経験を教訓として、新たな政策的および技術的な方針が明確にされたことに注目したい。前者は、研究開発から商用化に到る過程での政府と産業界の役割のあり方、商用段階での絶対的経済競争性であり、後者は、実証性と安全性を最重要視する原子炉プラント技術の開発と応用であるといえることができる。以下には、このことをやや詳しく述べて見たい。

第1世代炉の実証・商用化には先行の軽水炉との経済的競争性という厚い壁が最大の障害となっていた。この障害は政府の協力つまり公的資金の導入によって対処されるべきであるというのが、数年前迄の民間グループの考え方ないし期待であった。しかし、第2次石油危機以来の経済低成長時代の到来によって、HTRの早期商用化に関する限り、政府の役割の重要性と緊急性は正当化され得ないものとなって来た。

また、元来、数年前迄のTHTR後継炉の技術的デメリットは、いわゆる“risk of a first kind”に由来するものであった。それ故、新しい後継炉プラントは、現実的なエネルギー需要への適合性、実証あるいは経験済技術の採用およびHTRの固有の安全性の積極的活用など、技術面での合理化を徹底させるという思想で設計されている。なお、このような技術面での新展開において、従来にはなかった民間グループの動き、中でもBBC/HRBグループとKWU/Interatomグループの競争、の効果も看過してはならない点であると思う。

核熱プロセスヒート利用HTRの開発は、今世紀末の商用化という長期的課題ではあるが、それ迄の技術的実証のプロセスを考慮すると、1990年代前半に原型炉ないし熱利用系と原子炉を結合したプラントの建設に着手する必要がある。これが西独の第2世代HTR開発の時間的構想である。技術開発の重点は、高温機器の開発と実証にあり、材料開発、設計、製作、運転などが従

来計画に基づいて大規模に展開されている。しかしながら、第1号炉プラントの技術的概念は従来と比べると極めて現実的になって来ている。その最も象徴的な面は、水添ガス化と水蒸気ガス化を併設するPNP 500 原型炉設計概念が断念され、技術的実現性が考慮されつつあることに見ることができる。どの熱利用形態をどの様実証して行くべきかという点に関し、既に述べたように、第1号炉の概念の決定はなお幾つかの要素により流動的である。第1に熱利用系機器およびシステムの開発においては、自ずと技術的完成度の相違があることである。水蒸気改質システムはほぼ完成しているが、IHX を要する水蒸気石炭ガス化プロセスについては、これから大型コンポーネントの実証試験が始まる段階である。第2にPNP 原型炉としての性格から言って、その炉概念はTHTR 後継炉と密接な関連を有することになるであろう。PCR V タイプあるいはMRS タイプかの選択が、第2世代HTR の実証化計画を左右することは十分に予想される。さて、第2世代炉のための大規模な研究開発と第1号プラントの建設の位置付けを私見としてまとめてみたい。

先ず、重点研究開発課題である高温機器の開発と実証は、いわば“高温機器の原子力機器化”の達成を目標にしている、と言うことができる。その意味は次の2点に集約される。

- 1) 重要機器についての設計、製作、運転の実証
(炉外大型コンポーネント実証試験)
- 2) 高温機器用材料と構造設計法の設計コード化
(高温材料のデータベース確立試験)

次に、熱利用系と結合した原子炉は全く新しいプラントであるため、そのもの自身を実用化するための安全設計と許認可審査が開発課題であると言うことができる。THTR では軽水炉の安全規制の変更のあおりを受けて、許認可手続で苦い経験をした。HTR の実用化に際しては、HTR 固有の安全設計を確立する必要もある。そのことは、しかし、実際のプラントの建設と許認可審査の経験によってのみ達成され得るものである。

以上のような核熱プロセス利用HTR の開発課題を考える場合、最初に建設すべきものは何であるのか、考え方が分れる点である。PNP - 500 規模の原型炉を採るとすれば、機器のスケールアップ、生産物の経済性等の問題の解決を含めて、長期間の建設工程、多額の投資を要することになる。一方、例えば、KFA が提唱しているように、高温機器の原子力プラントでの実証と許認可審査の経験は、小型炉の建設によって、より短期に又適当な開発費で可能となる。これは、前述の1号炉プラントがPCR V タイプあるいはMRS タイプのいずれに選定されるにせよ、いわばプレプロジェクトとしての役割を果たすことになる。THTR 後継炉の選定に当って、機器の原子力プラントでの運転実績あるいは実証性の有無が、如何にユーザにとって重要な要素となっているかを考えるとき、その様なプレプロジェクト、つまり第2世代HTR 実験炉とも言うべきものの重要性が強調されて良いのではないと思われる。PNP プロジェクトあるいは関連する機関がどの様な合意に到るか、極めて注目すべき点である。

さて、翻って日本原子力研究所は原子力の非電力分野への拡大—原子力の多目的利用—を目指し、その第1のステップとして多目的高温ガス実験炉の研究開発を進めている。この実験炉は我が国における最初の高温ガス炉であるという性格をもつものでもある。海外における高温ガス炉開発25年の歴史と今後の我が国における高温ガス炉の役割を展望するとき、実験炉の研究開発

設計および建設によって以下のような3段階の技術実証試験が可能となる。

- 1) 熱供給システム（原子炉系）の国産技術による実証—海外でのいわゆる第1世代炉の基本技術の達成
- 2) 熱供給システムの高温化—熱利用システムの結合のために必要な原子炉系の高温化の達成
- 3) 熱供給／利用結合システムの試験—炉外で実証された高温機器の“原子力化”の達成

我が国の高温ガス炉多目的利用の実用化は2000年以降と予想されるが、それ迄に原型プラントの設計と建設技術の確立が必要となろう。HTR先進開発国の経験が示しているごとく、1つの原子炉の設計、許認可、建設および運転の経験が次の段階の原子炉の実現性を裏付けることになる。言う迄もないが、原子炉の建設は、材料開発、装置・コンポーネント開発、システム技術、製作技術および許認可手続の集大成である。このような意味で、多目的高温ガス実験炉は、我が国におけるHTR開発の実質的な技術基盤を築く第1歩となるものと期待される。

謝 辞

本報は、筆者の一人、荒井が原研/KFAの研究協力協定にもとづく派遣員として、1981年10月から83年3月までユーリッヒKFA研究所に滞在した際に得たHTR開発に関する新たな知見に基づいて旧版を改訂したものである。この間1982年秋まではTHTRの建設費問題が最深刻化し、西独HTR開発の将来さえも懸念される事態とも思われたが、政権の交替と共に事態の収拾が始った時期であった。また様々な見方があるにせよ、後継炉プロジェクトがHTR-500提案により新段階が画され、MRS概念やAVR-II構想も発表された時期でもあった。更には、THTR問題の深刻化と呼応して原研/KFA協力を含めて日独高温ガス炉協力関係に不協和音が発せられる事態に到った時期でもあった。こうした中であって様々な見聞を広げることができ、また数多くの知己を得た。

この様な機会を与えられたことについて、天野副理事長、石川所長をはじめとする関連理事各位、中村動安部長（1981年9月迄）、青地動安部長（当時）、安野多目的高温ガス実験炉設計室長（当時）に謝意を表す。また、KFA滞在中は原動安部次長（当時）、動安部計画管理室、同事務室、国際協力室から多大の御支援をいただいた。更に、多目的高温ガス実験炉設計室の宮本主任研究員（当時）をはじめとする同僚各位には、筆者の担当業務を協力して継続、発展していただいたことを感謝する。

参 照 文 献

- (1) Wittchow, G, et al.: "Status of the Construction of the THTR-300 MW and the Design of a 500 MW Follow-on Plant", Nucl. Eng. Des., 78-2, 109, (1984).
- (2) PTH: "Program status of the High Temperature Reactor Development in the Federal Republic of Germany, (1981~1983)
- (3) 河村 洋 "西独における高温ガス炉開発の概況", JAERI-M 82-001 (1984)

設計および建設によって以下のような3段階の技術実証試験が可能となる。

- 1) 熱供給システム（原子炉系）の国産技術による実証—海外でのいわゆる第1世代炉の基本技術の達成
- 2) 熱供給システムの高温化—熱利用システムの結合のために必要な原子炉系の高温化の達成
- 3) 熱供給/利用結合システムの試験—炉外で実証された高温機器の“原子力化”の達成

我が国の高温ガス炉多目的利用の実用化は2000年以降と予想されるが、それ迄に原型プラントの設計と建設技術の確立が必要となろう。HTR先進開発国の経験が示しているごとく、1つの原子炉の設計、許認可、建設および運転の経験が次の段階の原子炉の実現性を裏付けることになる。言う迄もないが、原子炉の建設は、材料開発、装置・コンポーネント開発、システム技術、製作技術および許認可手続の集大成である。このような意味で、多目的高温ガス実験炉は、我が国におけるHTR開発の実質的な技術基盤を築く第1歩となるものと期待される。

謝 辞

本報は、筆者の一人、荒井が原研/KFAの研究協力協定にもとづく派遣員として、1981年10月から83年3月までユーリッヒKFA研究所に滞在した際に得たHTR開発に関する新たな知見に基づいて旧版を改訂したものである。この間1982年秋まではTHTRの建設費問題が最深刻化し、西独HTR開発の将来さえも懸念される事態とも思われたが、政権の交替と共に事態の収拾が始った時期であった。また様々な見方があるにせよ、後継炉プロジェクトがHTR-500提案により新段階が画され、MRS概念やAVR-II構想も発表された時期でもあった。更には、THTR問題の深刻化と呼応して原研/KFA協力を含めて日独高温ガス炉協力関係に不協和音が発せられる事態に到った時期でもあった。こうした中であって様々な見聞を広げることができ、また数多くの知己を得た。

この様な機会を与えられたことについて、天野副理事長、石川所長をはじめとする関連理事各位、中村動安部長（1981年9月迄）、青地動安部長（当時）、安野多目的高温ガス実験炉設計室長（当時）に謝意を表す。また、KFA滞在中は原動安部次長（当時）、動安部計画管理室、同事務室、国際協力室から多大の御支援をいただいた。更に、多目的高温ガス実験炉設計室の宮本主任研究員（当時）をはじめとする同僚各位には、筆者の担当業務を協力して継続、発展していただいたことを感謝する。

参 照 文 献

- (1) Wittchow, G, et al.: "Status of the Construction of the THTR-300 MW and the Design of a 500 MW Follow-on Plant", Nucl. Eng. Des., 78-2, 109, (1984).
- (2) PTH: "Program status of the High Temperature Reactor Development in the Federal Republic of Germany, (1981~1983)
- (3) 河村 洋 "西独における高温ガス炉開発の概況", JAERI-M 82 - 001 (1984)

設計および建設によって以下のような3段階の技術実証試験が可能となる。

- 1) 熱供給システム (原子炉系) の国産技術による実証—海外でのいわゆる第1世代炉の基本技術の達成
- 2) 熱供給システムの高温化—熱利用システムの結合のために必要な原子炉系の高温化の達成
- 3) 熱供給/利用結合システムの試験—炉外で実証された高温機器の“原子力化”の達成

我が国の高温ガス炉多目的利用の実用化は2000年以降と予想されるが、それ迄に原型プラントの設計と建設技術の確立が必要となろう。HTR先進開発国の経験が示しているごとく、1つの原子炉の設計、許認可、建設および運転の経験が次の段階の原子炉の実現性を裏付けることになる。言う迄もないが、原子炉の建設は、材料開発、装置・コンポーネント開発、システム技術、製作技術および許認可手続の集大成である。このような意味で、多目的高温ガス実験炉は、我が国におけるHTR開発の実質的な技術基盤を築く第1歩となるものと期待される。

謝 辞

本報は、筆者の一人、荒井が原研/KFAの研究協力協定にもとづく派遣員として、1981年10月から83年3月までユーリッヒKFA研究所に滞在した際に得たHTR開発に関する新たな知見に基づいて旧版を改訂したものである。この間1982年秋まではTHTRの建設費問題が最深刻化し、西独HTR開発の将来さえも懸念される事態とも思われたが、政権の交替と共に事態の收拾が始った時期であった。また様々な見方があるにせよ、後継炉プロジェクトがHTR-500提案により新段階が画され、MRS概念やAVR-II構想も発表された時期でもあった。更には、THTR問題の深刻化と呼応して原研/KFA協力を含めて日独高温ガス炉協力関係に不協和音が発せられる事態に到った時期でもあった。こうした中であって様々な見聞を広げることができ、また数多くの知己を得た。

この様な機会を与えられたことについて、天野副理事長、石川所長をはじめとする関連理事各位、中村動安部長(1981年9月迄)、青地動安部長(当時)、安野多目的高温ガス実験炉設計室長(当時)に謝意を表す。また、KFA滞在中は原動安部次長(当時)、動安部計画管理室、同事務室、国際協力室から多大の御支援をいただいた。更に、多目的高温ガス実験炉設計室の宮本主任研究員(当時)をはじめとする同僚各位には、筆者の担当業務を協力して継続、発展していただいたことを感謝する。

参 照 文 献

- (1) Wittchow, G, et al. : " Status of the Construction of the THTR - 300 MW and the Design of a 500 MW Follow-on Plant ", Nucl. Eng. Des., 78 - 2, 109, (1984).
- (2) PTH: " Program status of the High Temperature Reactor Development in the Federal Republic of Germany, (1981 ~ 1983)
- (3) 河村 洋 " 西独における高温ガス炉開発の概況 ", JAERI-M 82 - 001 (1984)

略語一覧

ADAM	Anlage zur dreistufigen adiabaten Methanisierung (メタン化装置)
AHR	Arbeitsgemeinschaft Hochtemperaturreaktor (ユーザー協議体)
AVA	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (実験炉名)
BBC	Brown, Boveri & Cie AG. (会社名)
BF	Bergbauforschung (会社名)
BMFT	Bundesministerium für Forschung und Technologie (連邦研究技術省)
CWH	Chemischewerke Hüls (会社名)
EG	Entwicklungsgemeinschaft (HTR 開発組合)
EVA	Einzelrohr Versuchsanlage (NFE スチームリフォーマ)
EVO	Energie-Versorgung Oberhausen (ガスタービン・プラント)
GHT	Gesellschaft für Hochtemperatur-Technik, GmbH (会社名)
HBK	Hochtemperaturreaktor - Brennstoff-Kreislauf (HTR 燃料サイクル)
HHT	HTR auf Helium-Turbine (ヘリウムタービンHTR)
HHV	Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage (ヘリウムタービン実験装置)
HKG	Hochtemperatur Kernkraftwerk GmbH (THTR 運転会社)
HKV	Hydrierende Kohlevergasung (褐炭の水添ガス化)
HRB	Hochtemperatur-Reaktorbau-GmbH (会社名)
HTR	Hochtemperatur-Reaktor (高温ガス炉)
HTR-V	Hochtemperatur-Reaktor-Vorprojekt (HTR 実証炉プロジェクト)
IA	Interatom (会社名)
KFA	Kernforschungsanlage (ユーリッヒ原子力研究所)
KVGH	Kenntnisverwaltungsgesellschaft HTR (ノーハウプール機関)
KVK	Komponente-Versuchskreislauf (コンポーネント・テストループ)
KWU	Kraftwerk Union (会社名)
LWR	Leichtwasser Reaktor (軽水炉)
MRS	Modular Reactor System (モジュール炉)
MWMV	Ministerium für Wirtschaft, Mittelstand, and Verkehr (NRW州の経済・中企業・運輸省)
NFE	Nukleare Fernenergie (核熱長距離運送)
NRW	Nordrhein Westfalen (州)
PLE	Projekträgerschaft Nichtnukleare Energieforschung (非核エネルギー研究プロジェクト管理機関)
PNP	Protop Nukleare Prozesswärme (プロセス・ヒート利用プロジェクト)
PTH	Projekträgerschaft HTR (HTRプロジェクト管理機関)
RAG	Ruhrgas AG (会社名)
RBW	Rheinische Braunkohlenwerke AG (会社名)

TEG Teilerrichtungsgenehmigung (分割建設認可)
THTR Thorium, Hochtemperatur-Reaktor (原型炉名)
VEW Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen (電力会社の連合体)
WKV Wasserdampf Kohlevergasung (石炭の水蒸気ガス化)

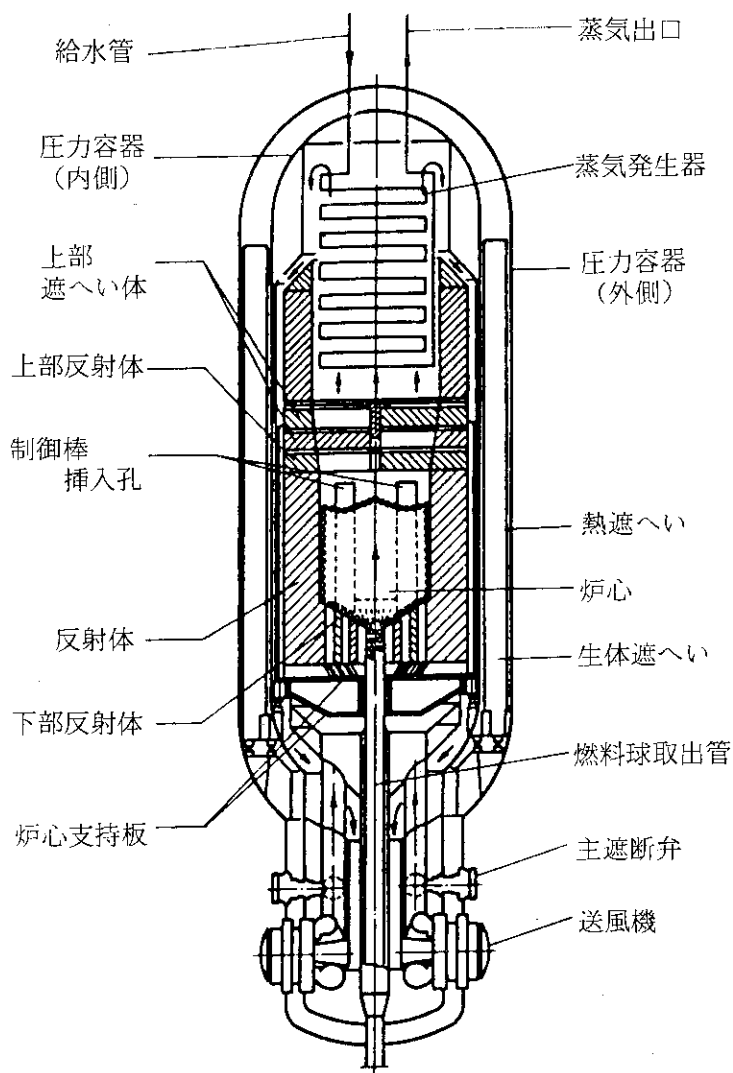
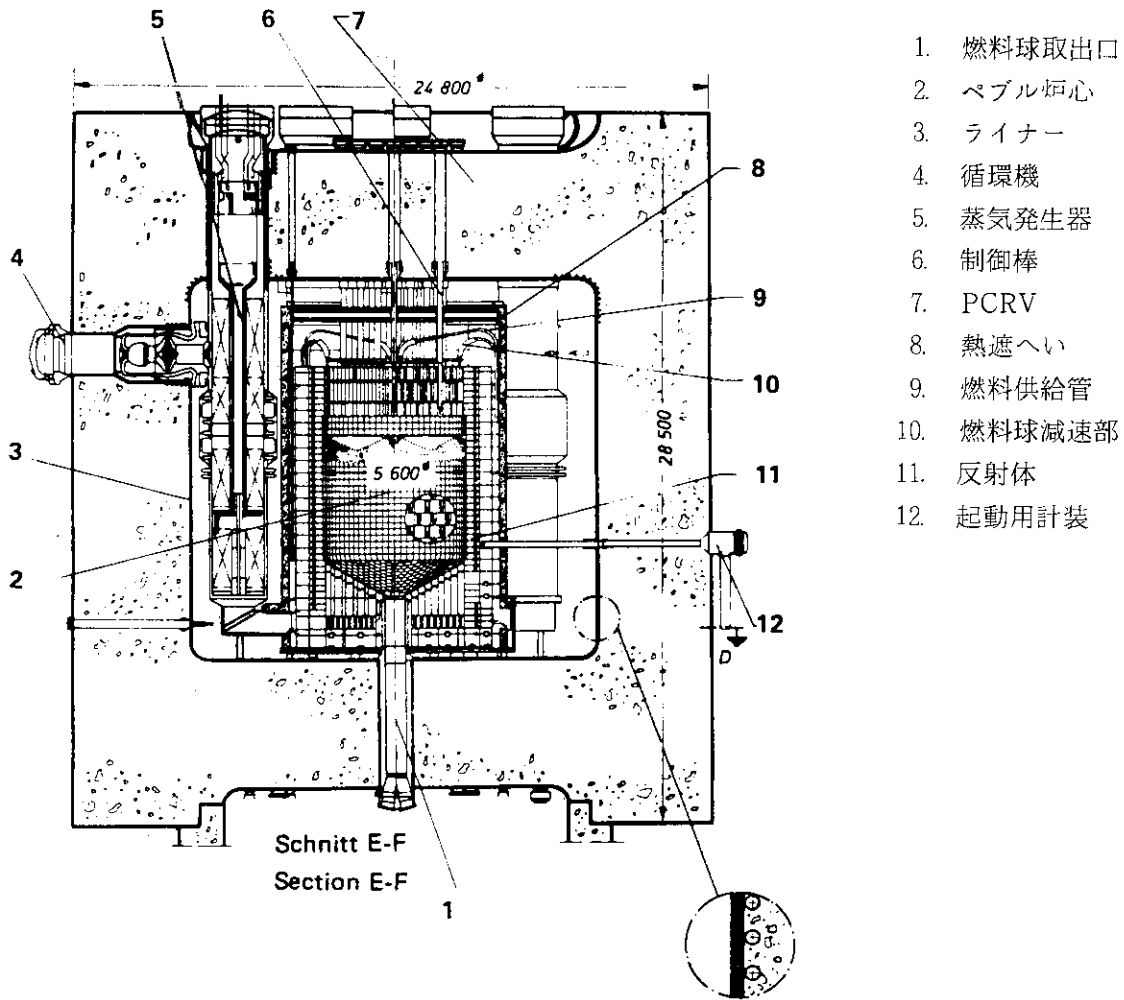


図1 AVR断面図

出典 AVR GmbH: "10 Jahre Stromerzeugung mit dem Kugelhaufenreaktor der AVR", (1977).



1. 燃料球取出口
2. ペブル炉心
3. ライナー
4. 循環機
5. 蒸気発生器
6. 制御棒
7. PCRV
8. 熱遮へい
9. 燃料供給管
10. 燃料球減速部
11. 反射体
12. 起動用計装

図2 THTR炉断面図

(出典 Project information 3 (1972), Konsortium THTR.)

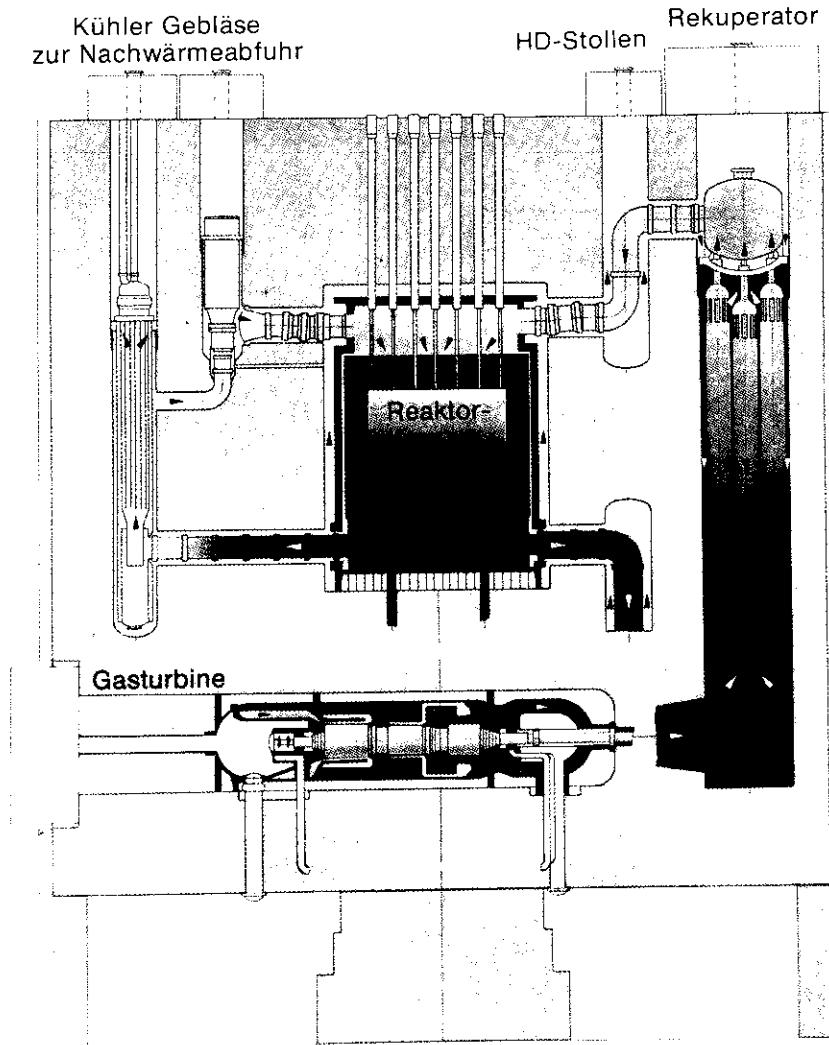


図3 H H T 概念図

出典 BBC, HRB: "Energieversorgung, Entwicklungsstand des Hochtemperaturreaktors", (1980).

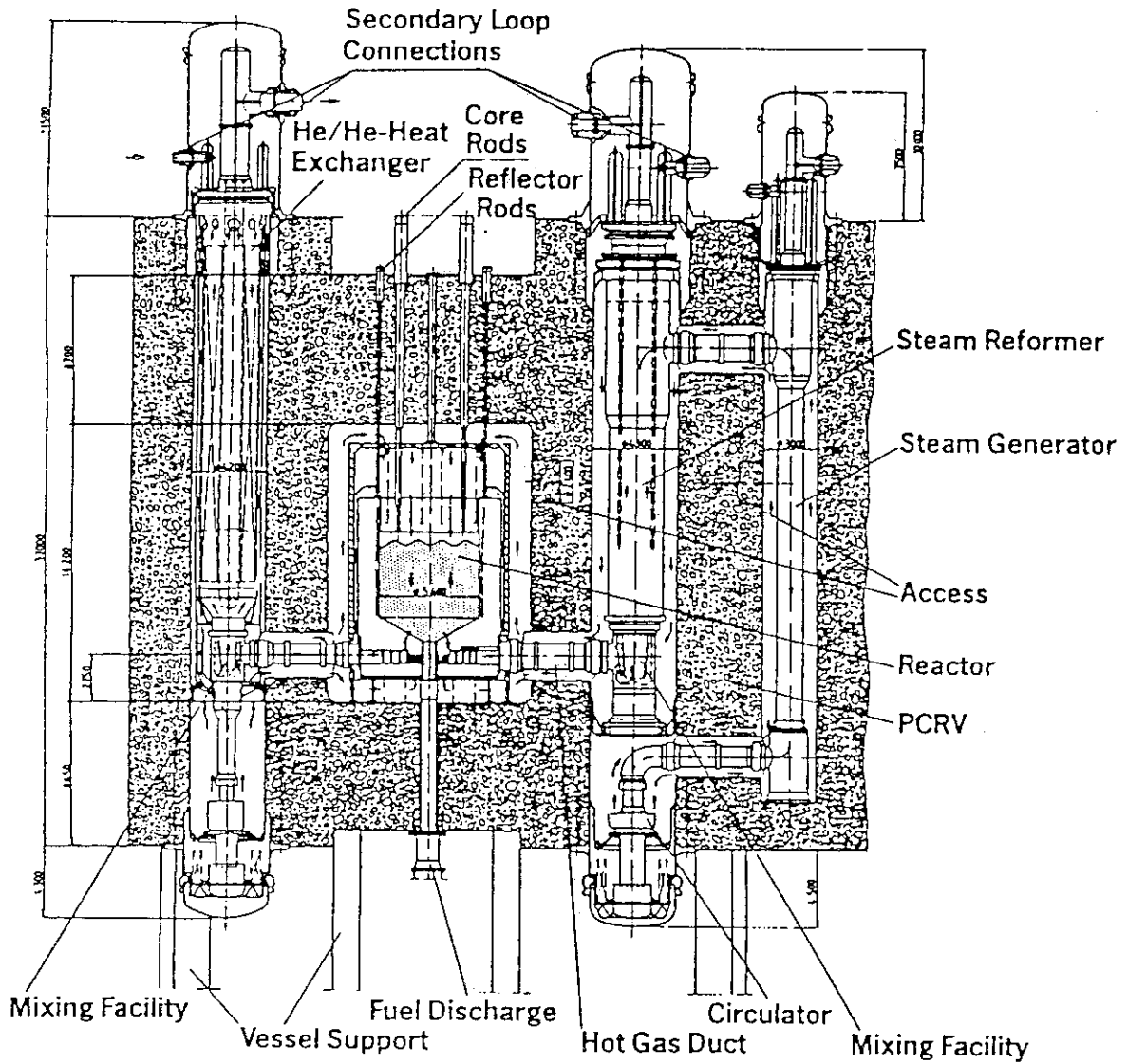


図4 PNP - 500 概念図

出典 Fisher, R., Weisbrodt, I. : "HTR Development of nuclear process heat in the PNP Project", Gas Cooled Reactors Today BNES, London (1982)

Die Kopplung der EVA mit ADAM

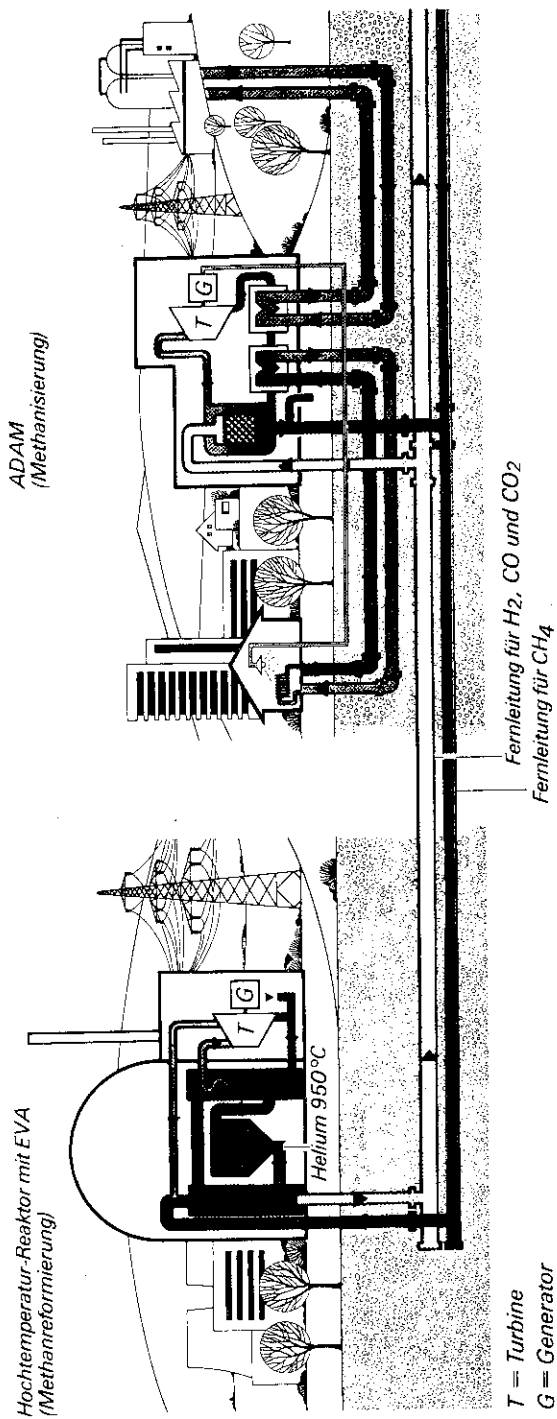


図5 N F E (核熱遠距離輸送) 概念図

出典 Boltendahl, U., Harth, R.: "Wärmetransport auf kaltem Wege", Bild der Wissenschaft, Sonderdruck, (1980).

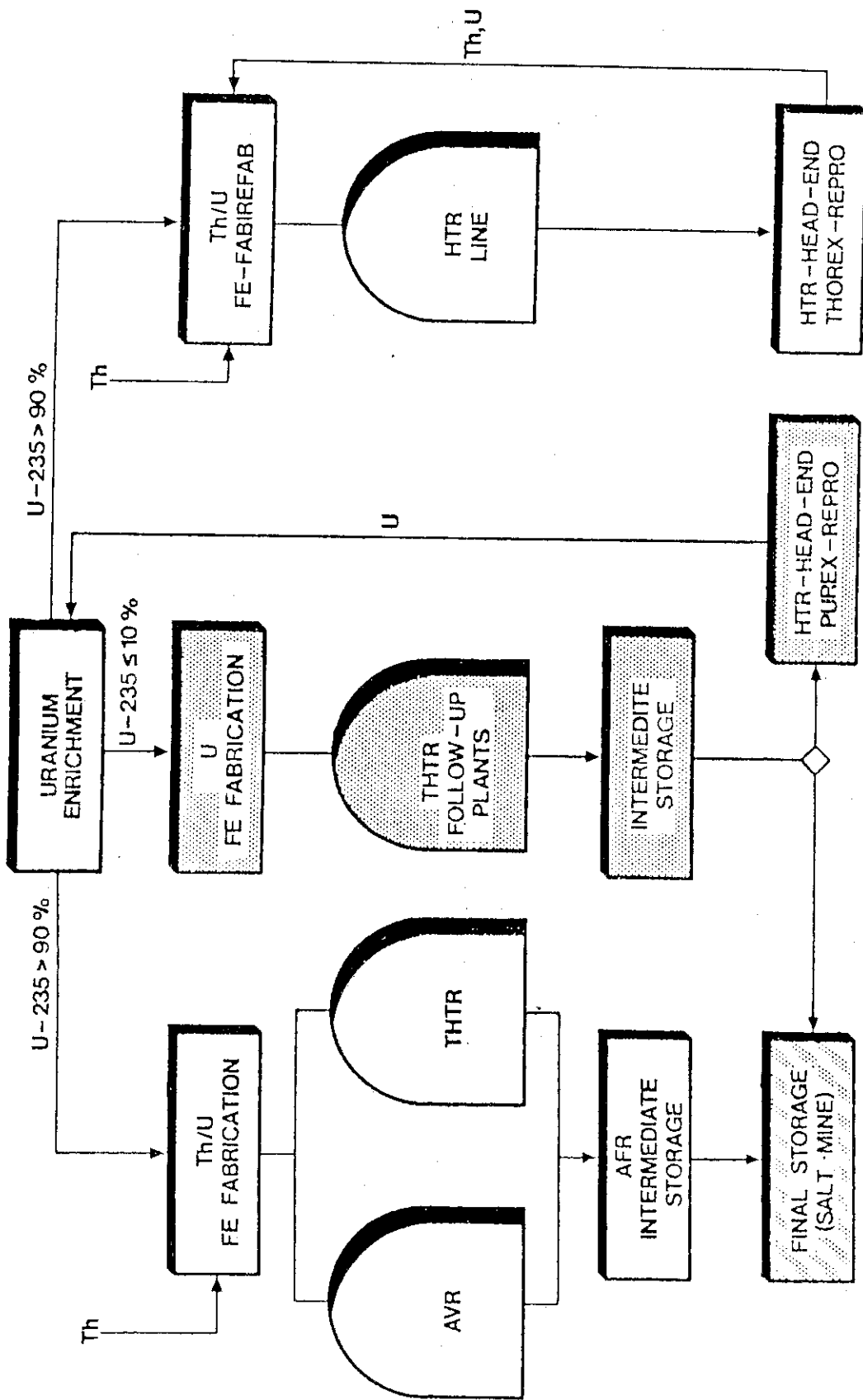


図6 西独HTRの短期、中期および長期的核燃料サイクル概念図

出典 HBK 資料

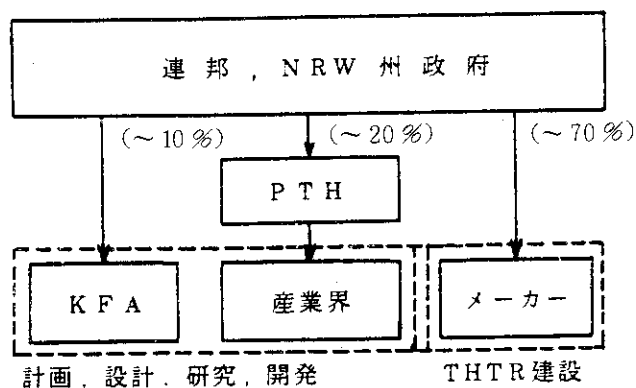


図 7 (a) 公的資金の流れ (%は 1983 年の概数)

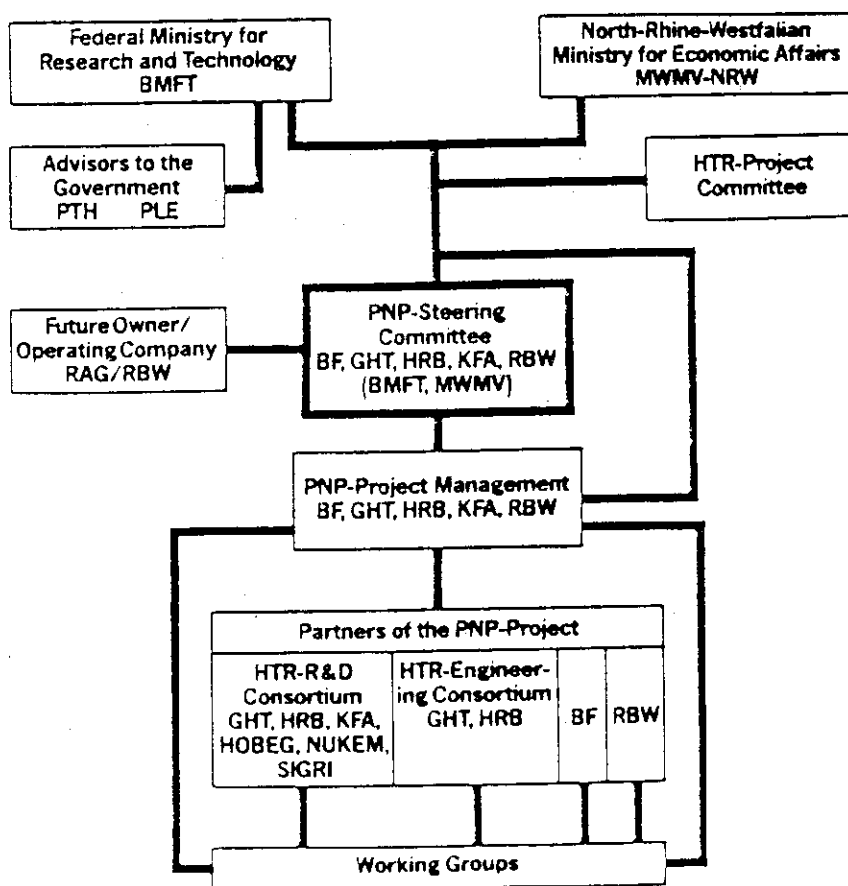


図 7 (b) PNP プロジェクトの組織
 出典 図 4 と同じ

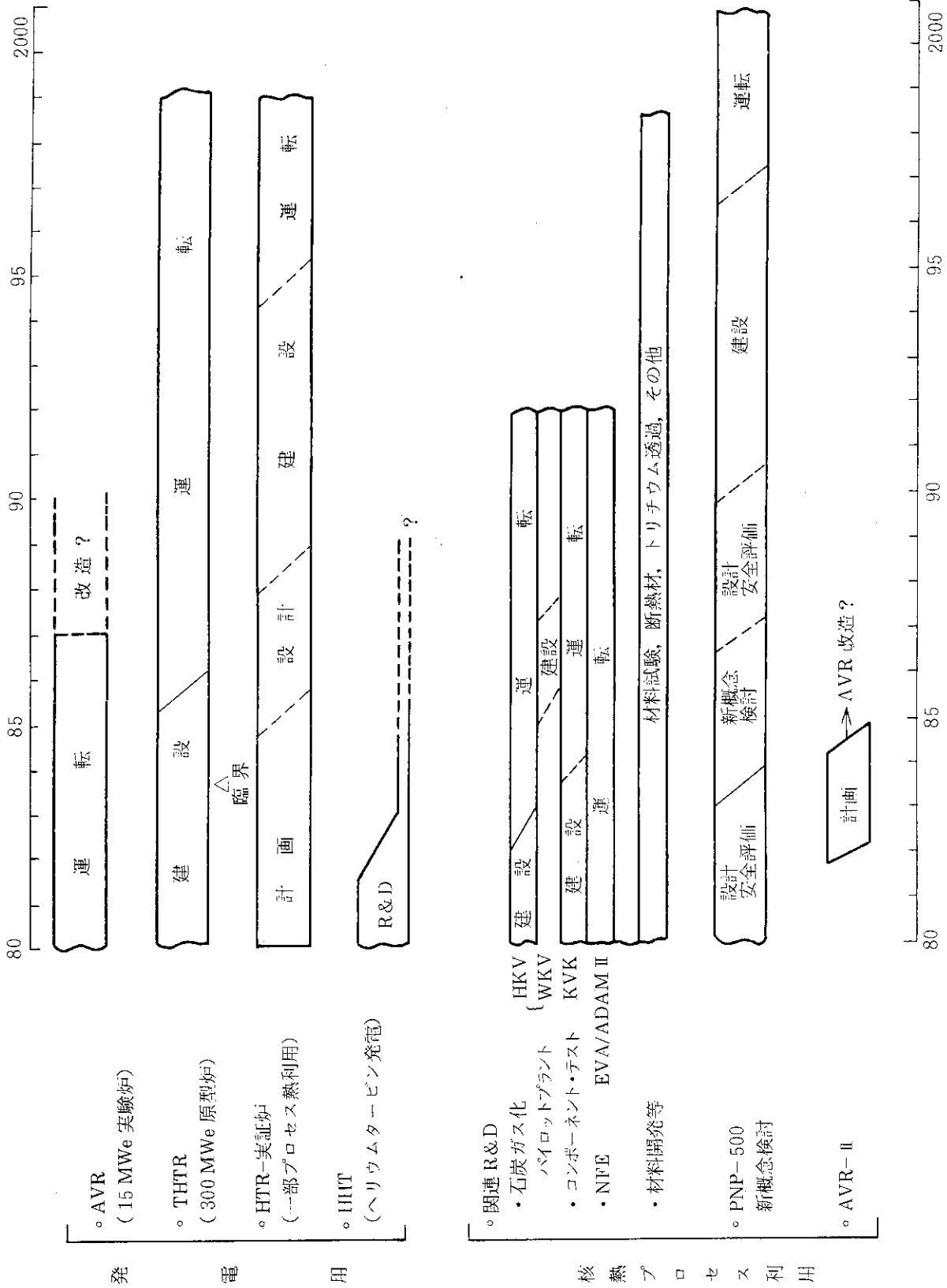
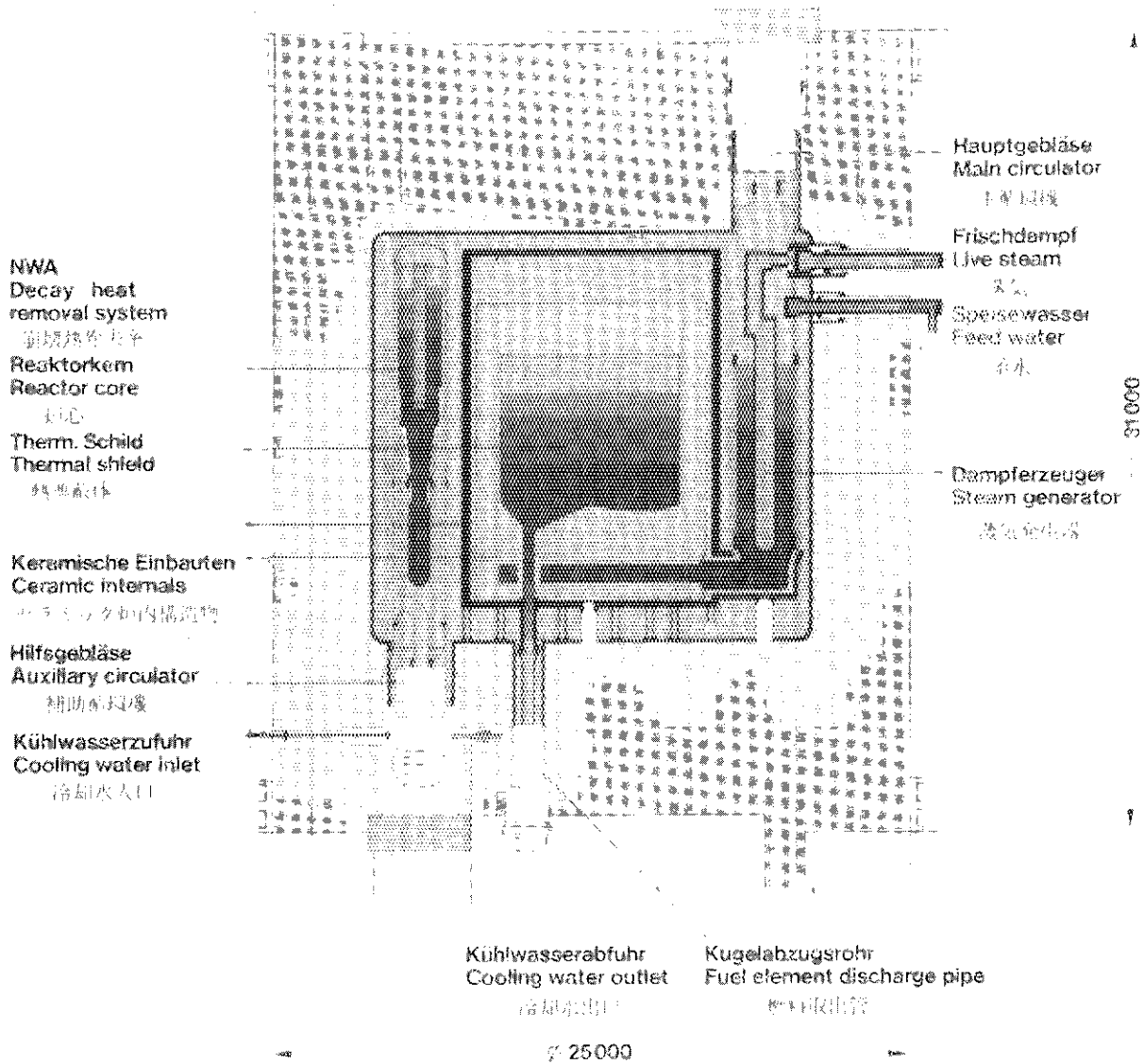


図8 西独における HTR 開発計画



発電／蒸気併給用の商用実証炉。電気出力 500 MWe 相当で、発電単価が商用軽水炉と同等であると試算されている。1次系8ループで、主要機器設計を THTR に準じたものとし、実証性が強調されている。

図9 HRB 社設計 HTR - 500 炉断面図

出典 Baust, E. : "Strom-und Prozeßdampf aus Einem 500 MW(e1) - Hochtemparturreaktor -", Symposiums "Die Zukunft des Hochtemparaturreaktors" (1982)

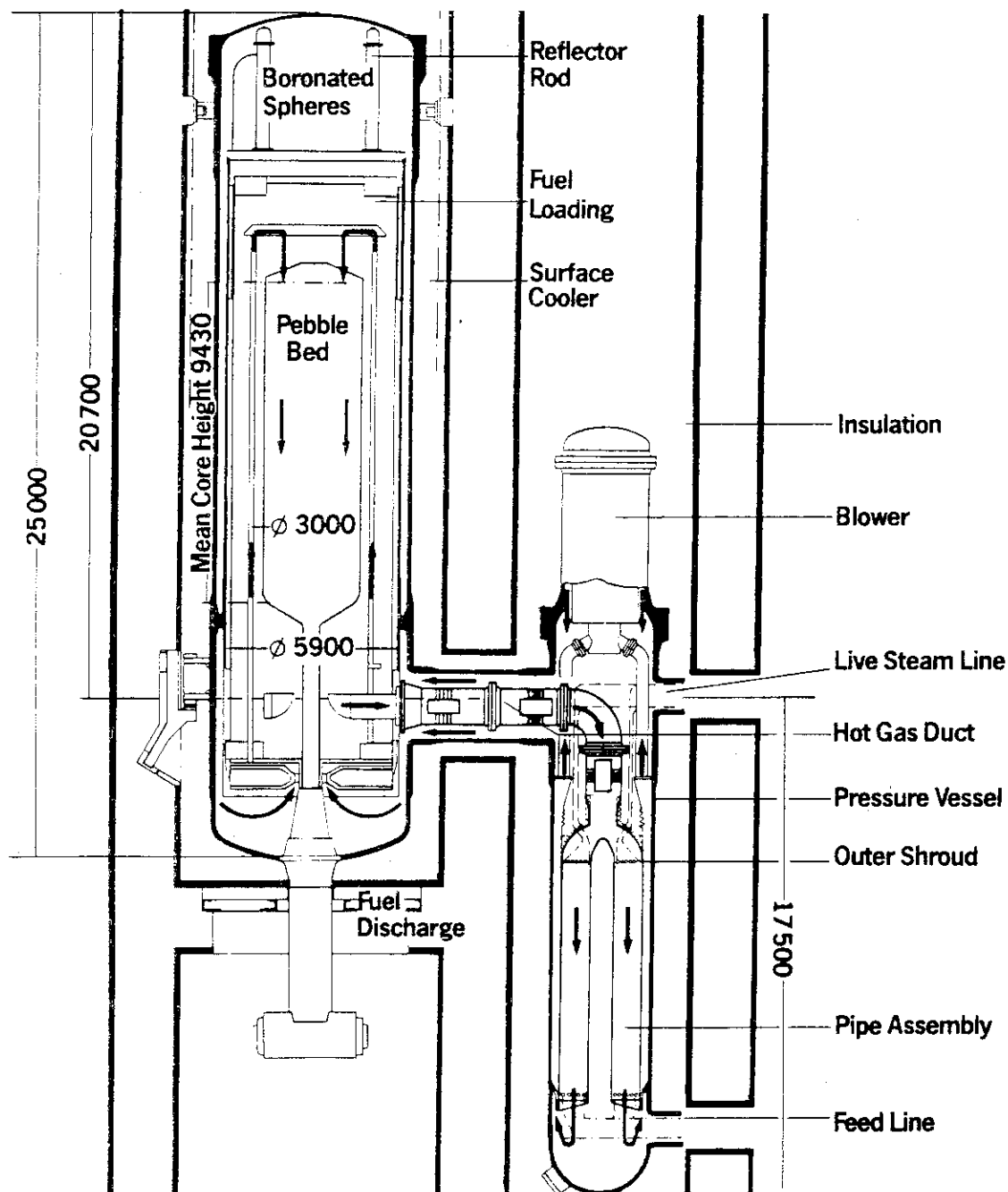


図 10 Interatom 社設計 MRS - 200 炉断面図

出典 Weisbrodt, I. : The High Temperature Reactor Module (1984)

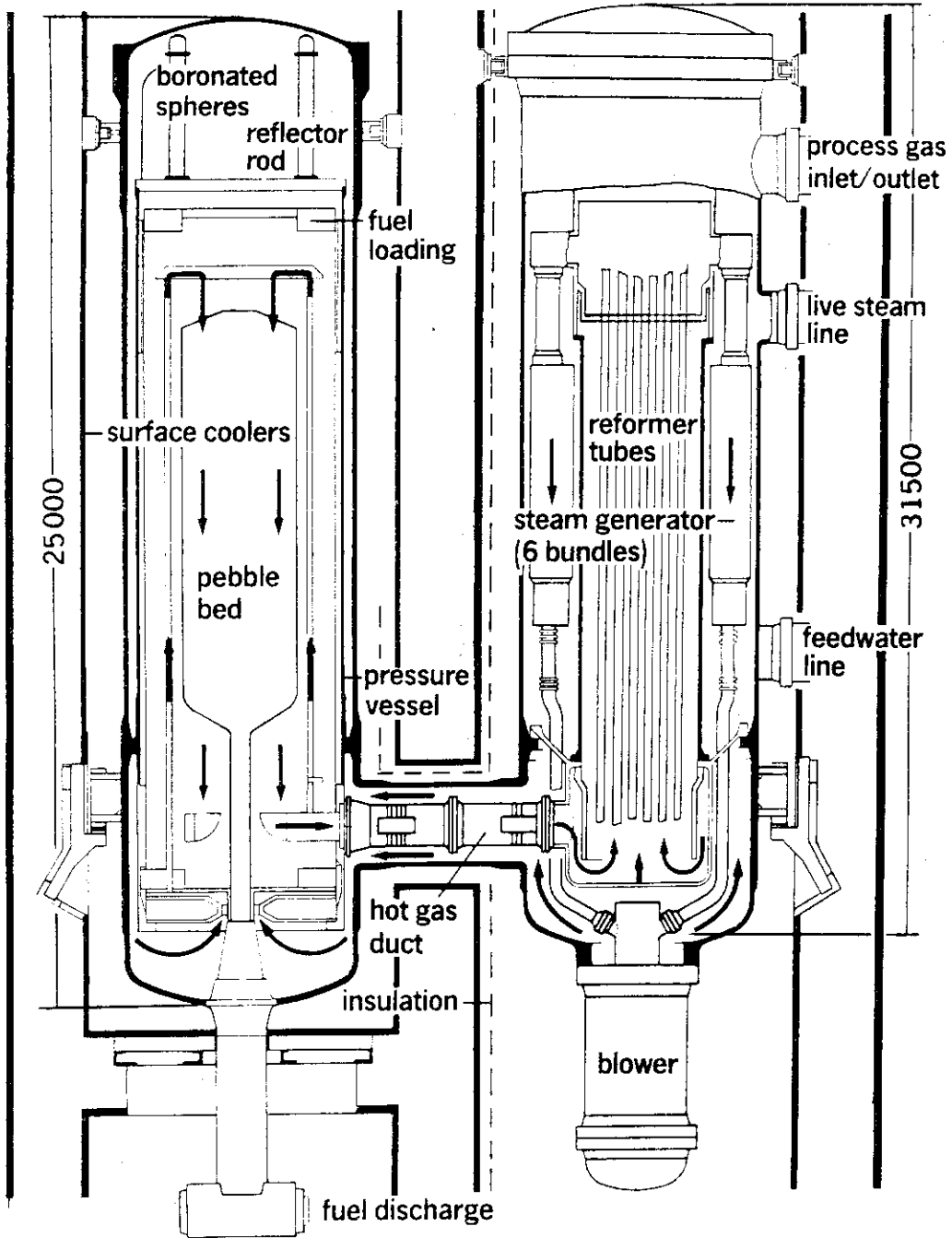


図 11 Interatom 社設計の MRS (メタン改質用) 炉断面図
 出典 図 10 に同じ

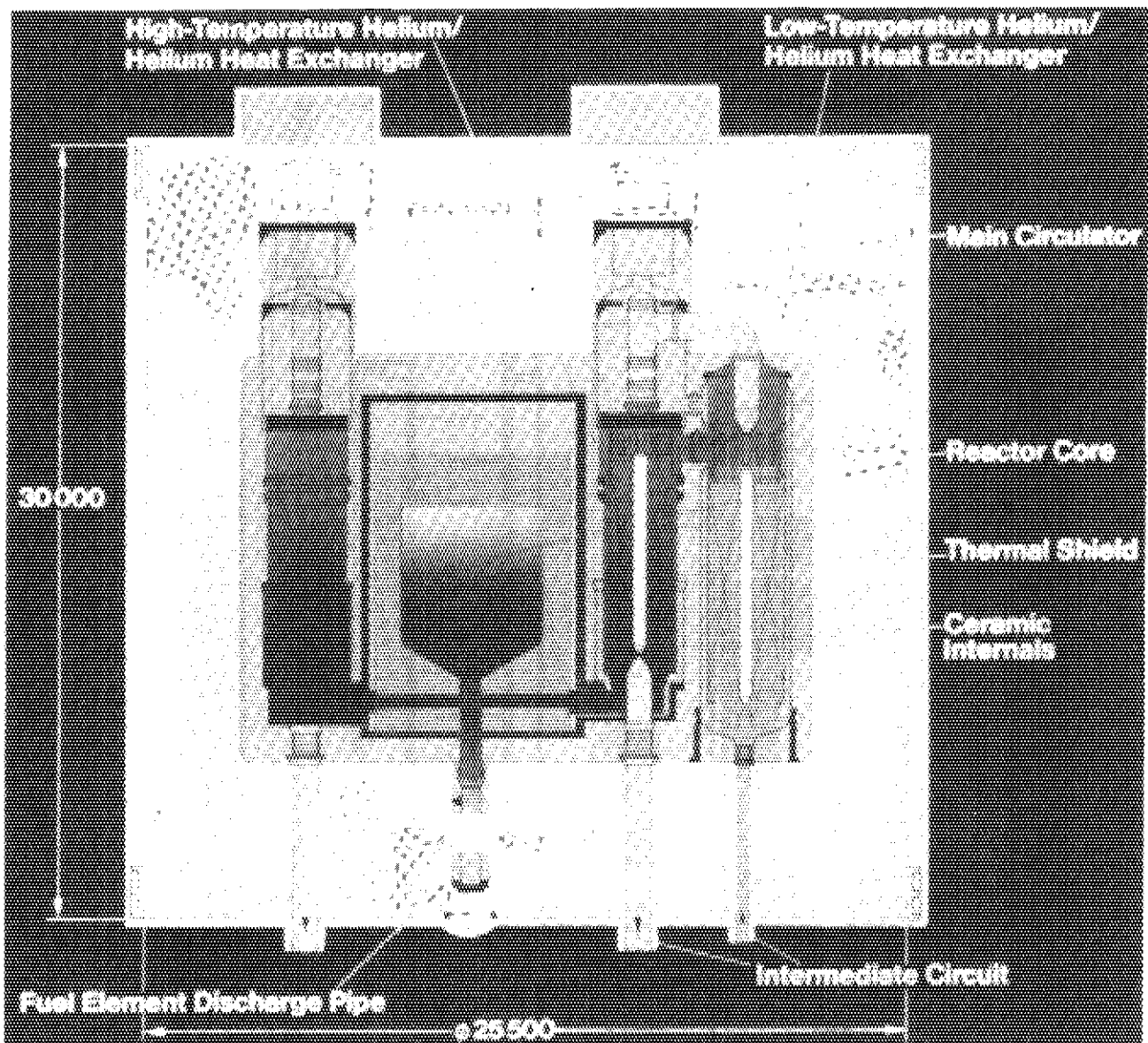


図12 HRB社設計のPNP-500 th 炉断面図

出典 Baust, E., Schöning, J., Arndt, E. : "The HTR for process heat application according to the BBC/HRB concept", Nucl. Eng. & Design, 78(2), (1984)

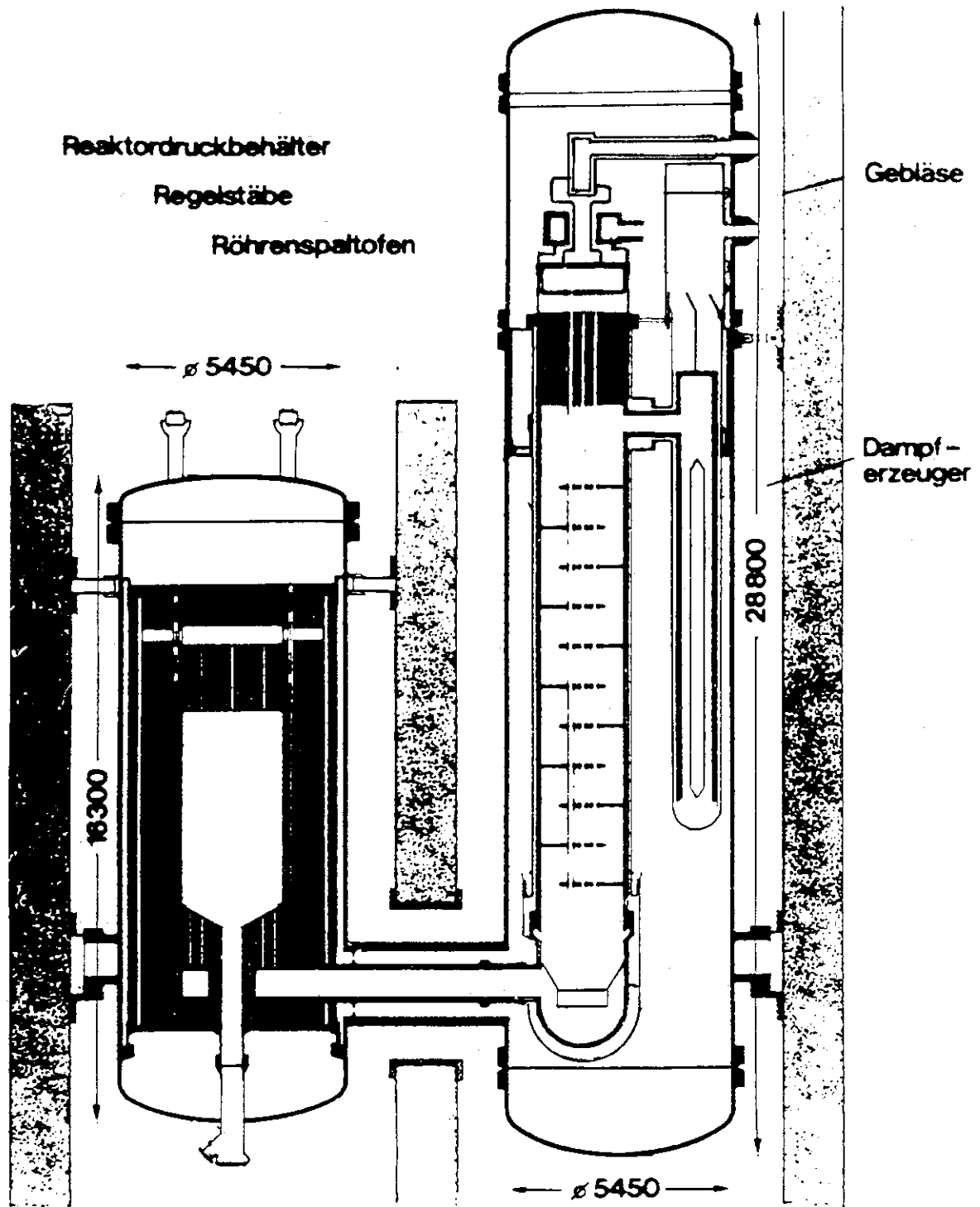


図13 KFA設計のAVR-II(メタン改質用)断面図

出典 Kirch, N. : "Ergebnisse Einer Konzeptstudie Für die Nukleare Prozesswärmanlage AVR II" Jahrestagung Kerntechnik '83 (1983)

付録 原子炉設計データ

	AVR	THTR	HTR-900	HTR-500	MRS-200
原子炉熱出力 (MW)	46	750	2250	1250	200
正味出力 (MWe)	13	300	880 (1)	500 (1)	80 (1)
出力密度 (MW/m ³)	2.6	6.0	5.5	6.0	3.0
ガス入口温度 (°C)	270	250	270	280	250
ガス出口温度 (°C)	950	750	680	700	750
ガス圧力 (bar)	10.8	39	65	47	50
ガス流量 (kg/s)	13	295	1094	560	76.8
炉心直経 (m)	3	5.6	-	-	3.0
炉心高さ (m)	2.47	6	-	-	9.6
燃料	U/Th	U/Th	U/Pu	U/Pu	U/Pu
燃料濃縮度 (%)	93	93	8	8.5	7.8
U/燃料球 (g)	1	1 (*)	10	8	7
Th/燃料球 (g)	5~10	10.2	-	-	-
燃料球の数 (10 ³)	98	675	2000 (*)	-	-
蒸気 (発電用)					
圧力 bar	73	177	190	180	190
温度 °C	505	530	530	525	530
蒸気 (熱利用)					
圧力 bar	-	-	100	-	-
温度 °C	-	-	400	-	-
流量 kg/s	-	-	110	-	-

(*) は概数

(1) 熱利用蒸気非供給時