

フッ化物塩冷却型高温炉(FHR)

概要 / 目的:

フッ化物塩冷却型高温炉(FHR)は、固体セラミック燃料と熔融塩冷却材を用いるもので、600°C~700°Cの熱を生成します。本ウェビナーではFHRの主な設計の特徴と、安全解析及び許認可に向けた技術基盤開発に関する最近の活動を紹介します。

講演者紹介:

Per F. Peterson氏は、California大学Berkeley校、原子力工学科のWilliam and Jean McCallum Floyd基金の議長を担当し、原子力関連材料や廃棄物管理に関する安全性やセキュリティの研究に加えて、高温核分裂エネルギーシステムに関する研究に従事しています。2002年に評価手法グループのメンバーとして第4世代炉ロードマップの作成に参加し、核拡散抵抗性・核物質防護WGの副議長を務めました。1990年代の研究では、GE ESBWRやWestinghouse AP-1000の受動安全システムの開発に貢献しました。現在の研究グループでは、主に、伝熱工学、流体力学、新型炉の規制と許認可をテーマとしています。



1. FHRは多様な分野の経験や技術を活用

FHR設計概念は、軽水炉の受動安全、ナトリウム冷却高速炉、高温ガス炉、熔融塩炉、ガス複合発電のような多様な分野の経験、技術を活用している。

FHRs leverage experience and technology from multiple sources



- Passive Advanced Light Water Reactors
 - Established licensing methodology for passive safety
 - Integral Effects Test (IET) experiments, CSAU/PIRT
- Sodium Fast Reactors
 - Design and structural materials for low pressure, high temperature
 - Inert cover gas systems; thermal insulation and control, DRACS/RVACS
- High Temperature Gas Reactors
 - TRISO fuel / functional containment
 - Graphite and ceramic-fiber composite structural materials
- Molten Salt Reactors
 - Fluoride salt chemistry control and thermophysical properties
- Natural Gas Combined Cycle Plants (some types of FHRs)
 - Current dominant technology for new U.S. power conversion; adaptable to FHRs

2. これまでの研究開発によるFHRの技術基盤の発展

FHRの概念検討や関連技術の各種試験を通じて、FHRの技術基盤の発展や成果のドキュメント化が行われてきた。

R&D has developed an improved foundation for understanding FHRs



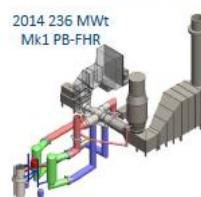
2008 900 MWt PB-AHTR



2010 125 MWt SmAHTR



2012 3600 MWt ORNL AHTR



2014 236 MWt Mk1 PB-FHR

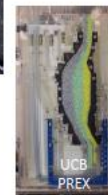
Multiple FHR Conceptual Design Studies



NGNP



UW/MIT tube corrosion/irradiation



UCB PREX



Experiments and Simulation



4th FHR Workshop, MIT, Oct. 2012



Expert Workshops and White Papers

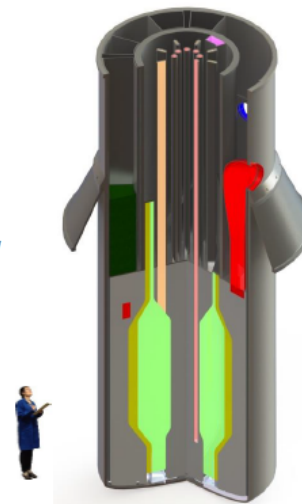
3. Mk1 PB-FHRの主要諸元

炉心: ペブルベッド燃料による環状炉心構造、熱出力: 236MW、
電気出力: 100MWe(通常時), 242MWe(ガス火力追加時、ピーク電源用)

Nominal Mk1 PB-FHR Design Parameters

- Annular pebble bed core with center reflector
 - Core inlet/outlet temperatures 600° C/700° C
 - Control elements in channels in center reflector
 - Shutdown elements cruciform blades insert into pebble bed
- Reactor vessel 3.5-m OD, 12.0-m high
 - Vessel power density 3 x higher than S-PRISM & PBMR
- Power level: 236 MWth, 100 MWe (base load), 242 MWe (peak w/ gas co-fire)
- Power conversion: GE 7FB gas turbine w/ 3-pressure HRSG
- Air heaters: Two 3.5-m OD, 10.0-m high CTAHs, direct heating
- Tritium control and recovery
 - Recovery: Absorption in fuel and blanket pebbles
 - Control: Kanthal coating on air side of CTAHs

GEN IV International ForumSM



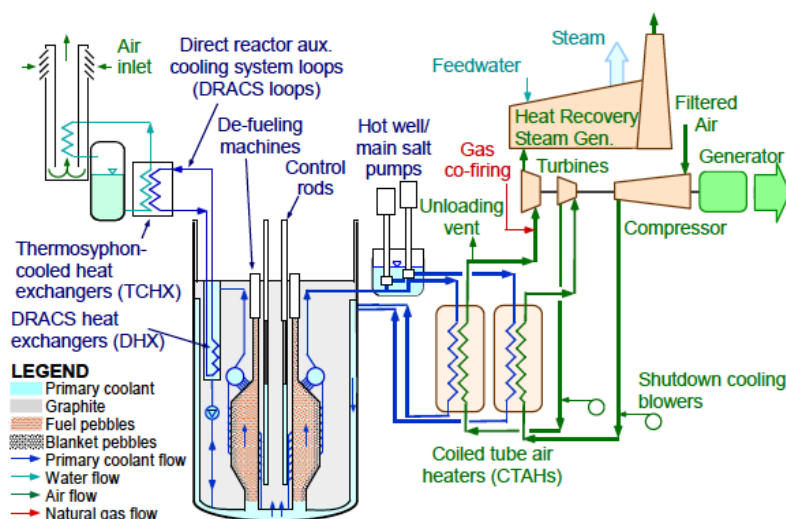
PB-FHR cross section

4. Mk1 PB-FHRの冷却系統図

炉心で発生した熱は、溶融塩冷却材と空気の間で熱交換を行う熱交換器(CTAHs)を介してエネルギー変換システム(発電システム)に熱を伝達する。

Mk1 PB-FHR flow schematic

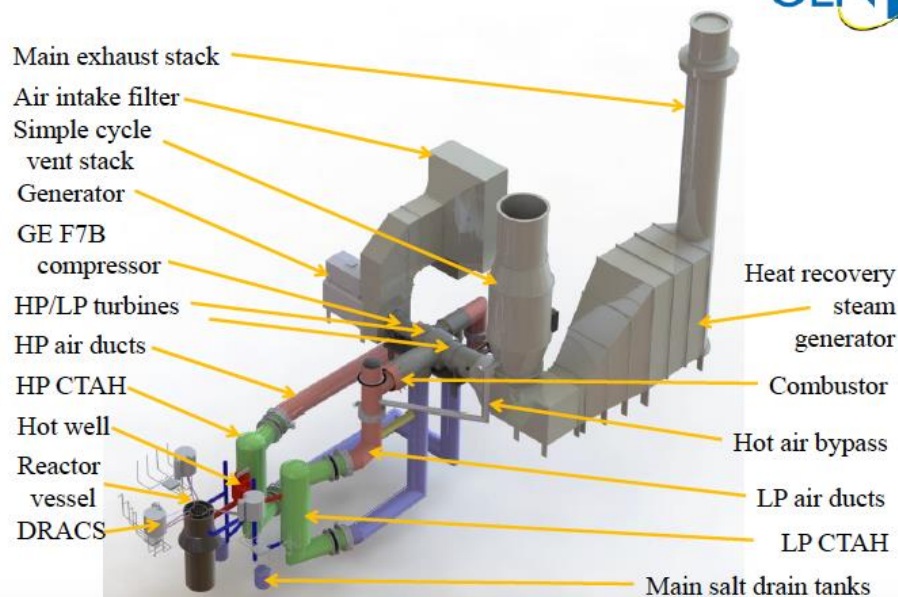
GEN IV International ForumSM



5. Mk1 NACCの機器配置

エネルギー変換システムは、空気を作動流体としたブレイトンサイクル複合発電システム (NACC: nuclear air-baryton combined-cycle) を採用。

Mk1 NACC physical arrangement

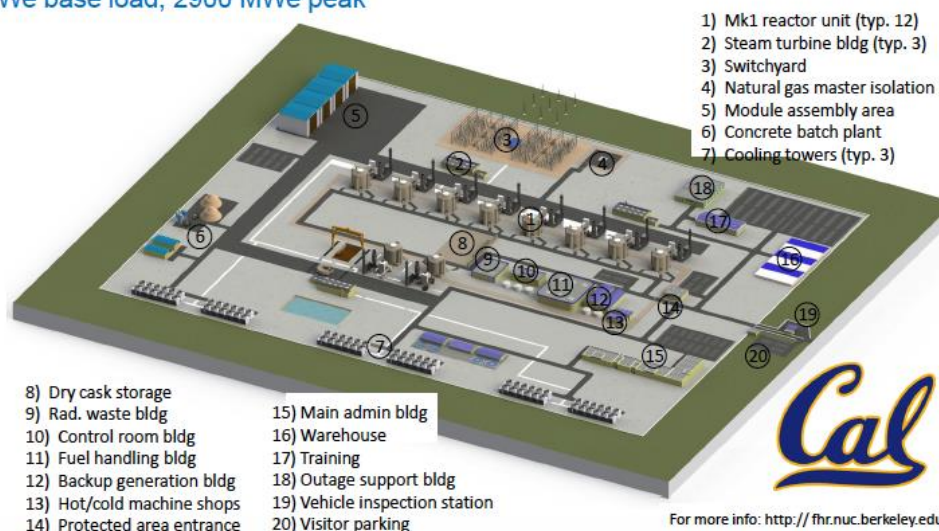


6. Mk1 PB-FHR 12ユニットから構成される発電プラント概念

12ユニットの合計で、ベースロード電源として1200MWeの発電能力を有し、さらにピークロード調整用としてガス火力からの熱を追加することにより2900MWeの発電が可能になる。

Notional 12-unit Mk1 PB-FHR nuclear station

1200 MWe base load; 2900 MWe peak



For more info: <http://fhr.nuc.berkeley.edu>