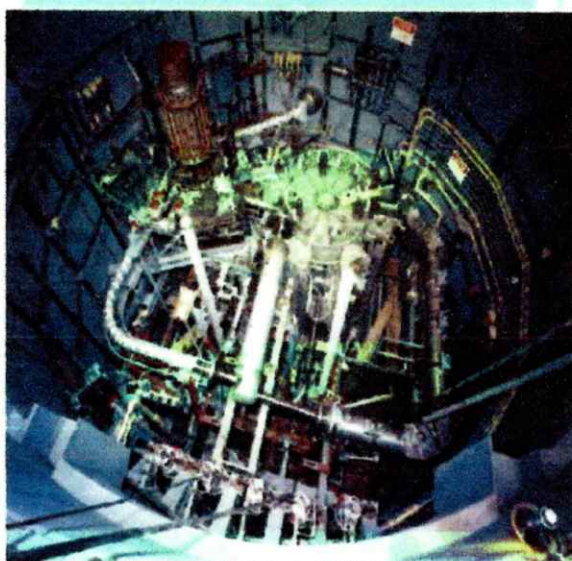


東奥日報2016/10/12

溶融塩炉を巡る世界の主な動き

<p><b>中国</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>国際原子力機関(IAEA)がウィーンで国際学会を初開催</li> <li>10月31日～11月3日</li> <li>山東省・海陽市に実験炉2基建設を表明。2020年代の臨界を目指す</li> </ul>	<p><b>米国</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>実験炉運転</li> <li>オークリッジ国立研究所、1965～69年</li> <li>企業への資金援助を再開</li> </ul>
--	---



米国が1960年代に運転した溶融塩実験炉の原子炉容器上部(トリウム溶融塩国際フォーラム提供)

トリウム溶融塩炉

放射性物質のトリウム232に中性子が衝突して変わるウラン233の核分裂エネルギーを利用する原子炉。燃料は、トリウムと少量のウランまたはプルトニウムを混ぜた液体。冷却材には、塩を高温で溶かして液体にした「溶融塩」を使う。ウラン燃料による通常の軽水炉に比べプルトニウムの生成量が少なく、核不拡散上有効とされる。一方、液体燃料に溶け出した不純物が配管などに与える影響が明らかになっていないなどの課題もある。

「約700人の研究者が上海に集結している。溶融塩炉の開発に長年取り組むNPO法人「トリウム溶融塩国際フォーラム」(横浜市)の吉岡律夫名誉理事長が中国の状況を興奮気味に話す。

国際原子力機関(IAEA)が、燃料にウランでなくトリウムを用いる「溶融塩炉」に関する国際学会を今月末、初めて開く。日本の高速増殖炉「もんじゅ」の頓挫を機に、世界の次世代炉の開発レースで溶融塩炉への関心が高まっている。

次世代原子炉レース

「溶融塩炉」高まる関心

燃料に廃棄物のトリウム

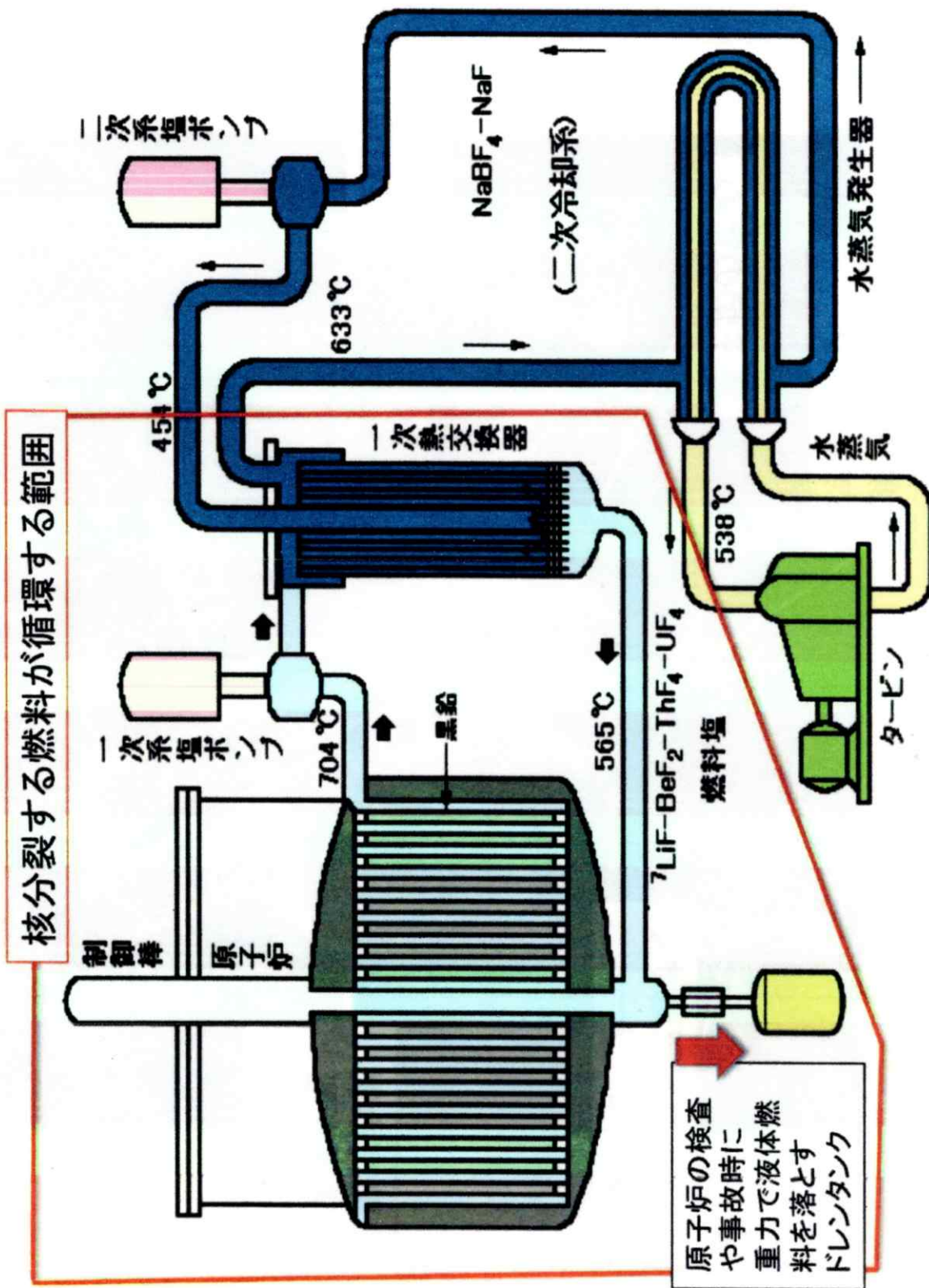
上海応用物理研究所は今年3月、山東省・海陽市に出力1万kwと2千kwの実験炉を2基建設すると表明した。2020年代の臨界到達を目指す。30年までに2千億円を追加投資する計画だ。中国が溶融塩炉の研究推進を決めたのは10年。スマートフォンなどハイテク機器や自動車部品に使われるレアアース(希土類)の生産過程で出る廃棄物にトリウムが多く含まれることが分かった。中国は、約8千kwの実験炉が臨界に達し、4年間無事故で運転した。だが76年、研究は突如中止に追い込まれた。米政府が燃料にウランを使う軽水炉に軸足を移したためだ。溶融塩炉は、軽水炉に比べプルトニウムの生成量が千分の1以下、いわゆる本場の目的が原発のフルトニウムを製造することにあったことがつかなかった。この時期に同研究所長を務めたアルビン・ワインバー

博士は白伝にこう書き残している。東西冷戦期の86年、世界の核弾頭数は7万発を超えてピークに達した。(16年は約1万5千発)

米エネルギー省は今年1月、溶融塩炉の開発に取り組む企業2社に計約80億円を資金援助すると発表した。このうちの1社は、米マイクロソフト創業者のビル・ゲイツ氏が出資するベンチャーと共同研究する。木下幹康東京大客員研究員は「核兵器廃絶を訴えるオバマ政権がプルトニウムの削減手段として予算を付けた」と指摘する。

次世代炉を巡っては、もんじゅに代表されるトリウム冷却高速炉、溶融塩炉、高温ガス炉など六つが検討されており、溶融塩炉にはロシアやインド、英国なども関心を示す。日本原子力学会の専門委員会では主査を務める山脇道夫東京大名誉教授は「溶融塩炉はタークホース的存在。ほかの方式をすつと追い越す可能性がある」と話している。

# MSREの成功を手本とした熔融塩炉の概念設計



## 代替炉の利点と課題 4

# 熔融塩炉とトリウム利用

東京大学  
木下 幹康

セミナー「核燃料サイクルのための高速炉等の代替炉の開発の意義と課題」  
東京工業大学 2016年11月26日

## トリウム熔融塩炉の長所

1. 固体燃料には必要な、ペレット製造、ハンドリング、熔解再処理、が不用。  
(燃料工場、再処理工場、が不用)
2. 過剰反応度を予め装荷することが不用。  
(燃料は適時に注ぎ足せばよい) (核的な安全性が高い)
3. 核分裂生成物を運転中に除去できる。  
(中性子毒物Xeの除去で核特性が向上)
4. 発生エネルギー密度が高く、高温運転、熱輸送が速く、小型で高出力が得られる。(当初は航空機用として開発)
5. トリウム・ウランサイクルが可能で超ウラン元素発生が微小。
6. 中規模出力(200MWe/500MWth)で自己持続型炉が可能。
7. 過酷事故時の安全性が高い(乾式、化学安定、液体燃料)。
8. 炉心・ループ・熱交換器材料と塩の共存性は検証済み。

(ORNL-TM-0728, p3-5)

## トリウム熔融塩炉の短所

1. 運転時に500℃以上の高温加熱が必要  
(電動機の高温格納室外への設置など配慮が必要)  
(ORNL報告では450℃=840°F以上と記述)
2. 熔融塩ループの化学制御が必要  
(酸堿/湿分の除去、フッ素活性度の制御など)
3. 原子炉格納室の設計と遠隔メンテナンス  
(燃料が熱交換器を含む炉心外部ループを循環するため)  
(発達したロボットメンテナンス技術の適用が有用)
4. 起動に核分裂性物質 (U235, U233, Pu239の何れか) が必要。  
(自己持続型 (200MWe規模 Fuji炉) では起動時にのみ必要)  
(超小型炉 (10MWe規模 miniFuji) では継続的な補給が必要)

## どうすれば早く実現できるか？

1. 安全性に優れるなどの事実を実験的に明示し、それをもとに論議を構築する = 一般の生活者が納得できる設計とデモ
2. 解決しなければならない技術的課題
  - 至近には、液状フッ化物を高温環境で用いる化学工学的機器・装置の開発
    - ザインター、熱交換器、バルブ、継手、計測機器 (液位、流速)、気液分離器、
    - 燃料材料、目的別の溶媒の選択、設計に資するデータ
    - 計装技術、検査技術 (機器、構造材)
  - 短期的には、
    - 設計データベースの構築、設計コード、安全評価コードの開発と実証
    - 除染技術、フッ化物核燃料混合物の廃棄技術
  - 長期的には、
    - (1)技術基準の策定、(2)検査・修理・メンテ、(3)廃棄物処理、(3)廃炉
3. いますぐに出来ること
  - 組み合わせで機能するものから順番にマーケット投入。既存の原子炉 (試験炉、簡用炉) の中で溶媒層の利用を開始する

## Fuji-U3 設計 (1/2)

中性子フルエンスを抑えつつ、転換率1を達成。

電気出力	200 MWe
熱出力	450 MW(th)
熱効率	44.4%
転換率 (av.)	1.01
反応度温度係数 (av)	$-2.7 \times 10^{-5} \text{ 1/K}$
中性子束	
グラファイト (>52 keV)	$4.1 \times 10^{13} \text{ /cm}^2\cdot\text{s}$
炉心容器 (>0.8 MeV)	$1.4 \times 10^{11} \text{ /cm}^2\cdot\text{s}$
(<1.0 eV)	$2.5 \times 10^{12} \text{ /cm}^2\cdot\text{s}$

## Fuji-U3 設計 (2/2)

燃料としてトリウムとウラン233を、燃料溶媒としてFLiBe (フライベ) を使用  
リシウムは、同位体(<sup>7</sup>Li) 濃縮とする

燃料塩・溶媒 組成 mol%	${}^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4-{}^{233}\text{UF}_4$ 71.76-16.0-12.0-0.24*
炉心一次系装荷量	
<sup>233</sup> U	1.133 ton*
Th	56.4 ton*
Graphite	163.1 ton

\*: Initial condition

## Fuji-U3 設計の結果

1	電気出力 200 Mwe (熱効率 44.4%) グラファイト無交換で、30 年運転 (負荷率 75%) が可能
2	転換率(平均)1.01 燃料は7年半ごとに化学処理(FP除去) 燃料補給に関して、自己保持型燃焼が可能
3	核分裂物質の消費量は同じ電気出力BWRの 32% 液体燃料処理の実現で、FPのみを除去した燃料にU233を加え、次のサイクルに投入可能 (擬似的な連続処理)。
4	プルトニウムの生成量は同じ電気出力BWRの 0.1%.
5	マイナーアクチニドの生成量は同じ電気出力BWRの 4%

# Liquid fuel, thermal neutron spectrum reactors

11

Ritsuo Yoshioka<sup>1</sup> and Motoyasu Kinoshita<sup>1,2</sup>

<sup>1</sup>International Thorium Molten-Salt Forum, Yokohama, Japan, <sup>2</sup>The University of Tokyo, Tokyo, Japan

## Chapter Outline

---

### 11.1 Development of molten salt reactor at ORNL 282

- 11.1.1 Liquid fuel reactor, from water to molten salt 282
- 11.1.2 Selection of thermal neutron spectrum 292
- 11.1.3 Molten salt fast-spectrum reactor (MSFR) 294
- 11.1.4 Two-fluid MSR 296
- 11.1.5 MSBR, large-sized single-fluid molten salt breeder reactor 299
- 11.1.6 Denatured molten salt reactor (DMSR) 305
- 11.1.7 Termination of MSR development at ORNL 307
- 11.1.8 Summary 307

### 11.2 Current MSR designs after ORNL (FUJI) 308

- 11.2.1 Introduction 308
- 11.2.2 Concept of FUJI-U3 (using <sup>233</sup>U as fissile) 309
- 11.2.3 Design conditions 310
- 11.2.4 Calculation procedure for criticality 312
- 11.2.5 Criticality property and main results 315
- 11.2.6 Computational procedure for burnup characteristics 318
- 11.2.7 Chemical processing of fuel salt 320
- 11.2.8 Power control options for FUJI 320
- 11.2.9 Burnup behavior of reactor characteristics 321
- 11.2.10 Material balance of actinides 322
- 11.2.11 Fission products 323
- 11.2.12 Fuel requirement and actinides for a 1 GWe plant 324
- 11.2.13 FUJI-Pu (using Pu as initial fissile) 325
- 11.2.14 Transmutation of minor actinides by the MSR-FUJI 325
- 11.2.15 super-FUJI (large-sized plant) 326
- 11.2.16 mini-FUJI (pilot plant) 327
- 11.2.17 Summary of FUJI design results 328

### 11.3 Safety concepts of the MSR 329

- 11.3.1 Introduction 329
- 11.3.2 Safety concepts of the MSR 330
- 11.3.3 Safety analysis of the MSR 331
- 11.3.4 MSR safety against fukushima-type accidents 333
- 11.3.5 Summary 333

### 11.4 Safety criteria of the MSR 333

- 11.4.1 Introduction 333
- 11.4.2 Definition of "accident" 334

11.4.3	Safety criteria for the MSR	334
11.4.4	Summary	338
<b>11.5</b>	<b>MSR accident analysis</b>	<b>338</b>
11.5.1	Introduction	338
11.5.2	Classification of accidents	338
11.5.3	Accident to be considered	339
11.5.4	Summary	352
<b>11.6</b>	<b>General design criteria for MSR design</b>	<b>353</b>
11.6.1	Overall requirements	353
11.6.2	Protection by multiple fission product barriers	354
11.6.3	Protection and reactivity control systems	357
11.6.4	Fluid systems	359
11.6.5	Reactor containment	362
11.6.6	Fuel and radioactivity control	365
11.6.7	Salt systems and control	366
11.6.8	Other design requirements	367
11.6.9	Additional design basis accidents	368
11.6.10	Several definitions	369
11.6.11	Conclusion	369
<b>References</b>		<b>369</b>

---

## 11.1 Development of molten salt reactor at ORNL

In this section, the development history of the molten salt reactor (MSR) at Oak Ridge National Laboratory (ORNL) is described. The starting point of MSR at ORNL and their various designs including the final one are explained sequentially.

### 11.1.1 *Liquid fuel reactor, from water to molten salt*

At the end of World War II, after ORNL had provided atomic bomb technology, they started the discussion on future nuclear plants. Its history is described in the autobiography of Alvin Weinberg, who was a director of ORNL for 18 years from 1955 until 1973 and a development leader of MSR (Weinberg, 1994).

They discussed many ideas at “the New Pile Committee,” which was composed of Enrico Fermi, Eugene Wigner (both Nobel prize winners), Leo Szilard (coinventor of the reactor with Fermi), and many other scientists, such as Alvin Weinberg. One of the ideas was a fast breeder reactor (FBR) utilizing plutonium generation from  $^{238}\text{U}$  by Fermi and Szilard, and another was a thermal breeder reactor utilizing  $^{233}\text{U}$  generation from thorium by Wigner. Especially, Wigner provided a prospect that the reactor should be a “chemical engineering device” using liquid fuel because of its simplicity, and not a “mechanical engineering device” using solid fuel (Weinberg, 1997). Wigner and Weinberg had proposed a liquid fuel reactor in 1945, where aqueous heavy water is circulating with  $^{233}\text{U}$ -Th fuel (Wigner et al., 1945).





**Figure 11.29** Weinberg and Furukawa (1996).



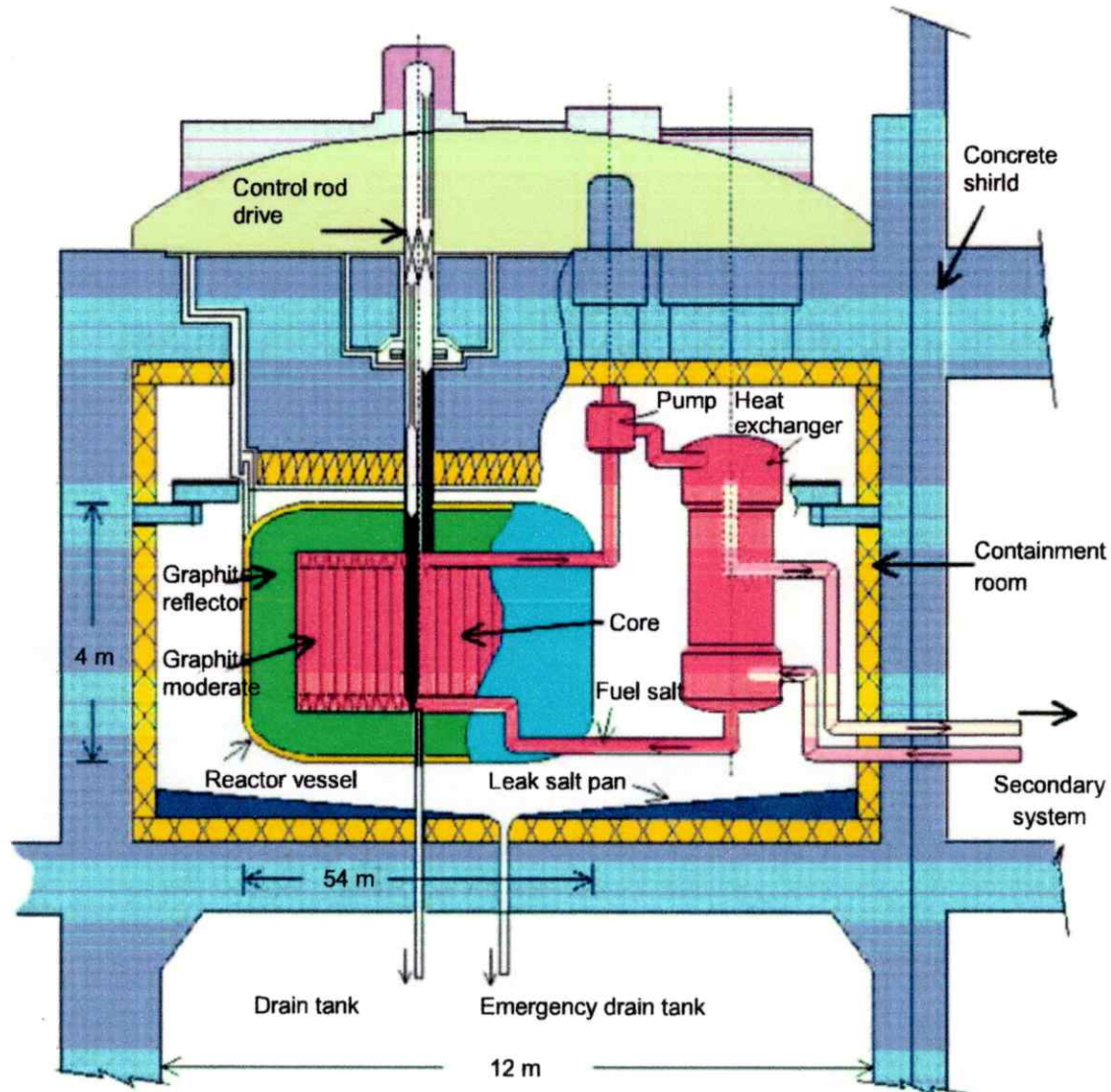
**Figure 11.30** Peace and international friendship bell at Oak Ridge  
*Photo by M. Kinoshita.*

## 11.2 Current MSR designs after ORNL (FUJI)

Most ORNL reports including the reference list are available at the following website (2015): <http://energyfromthorium.com/pdf/>.

### 11.2.1 Introduction

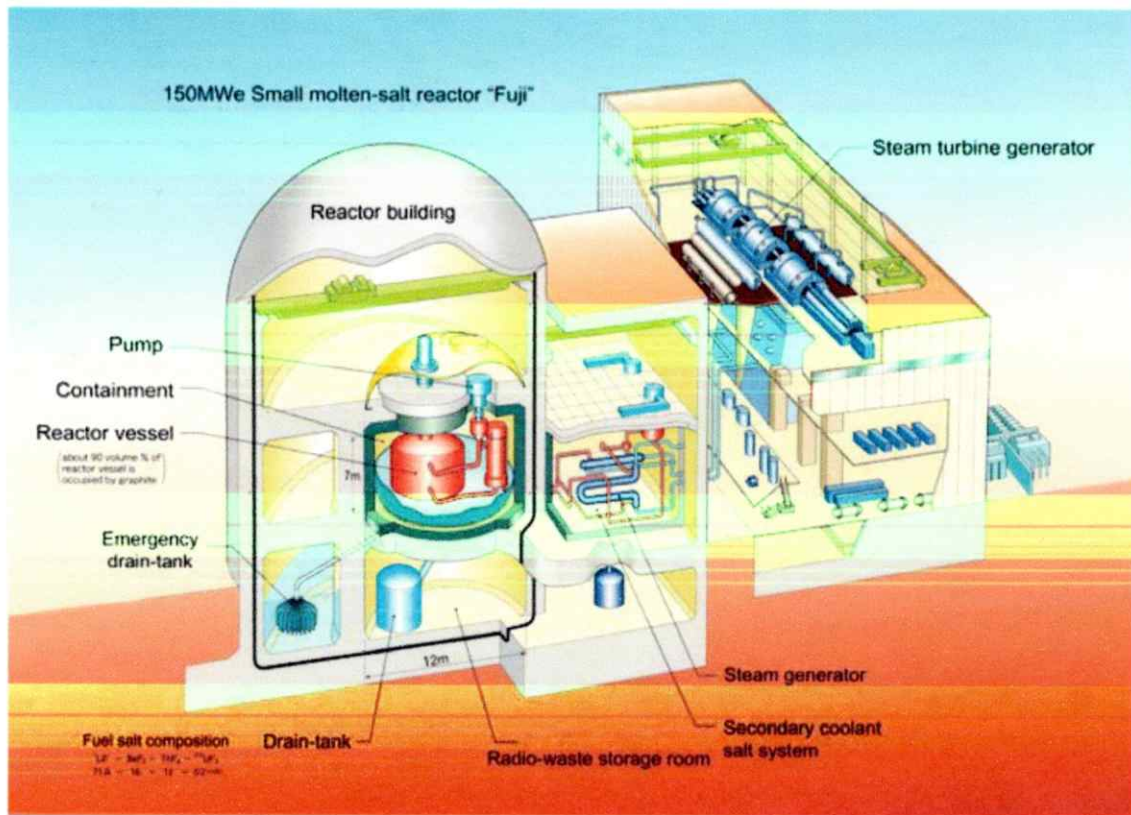
After MSR development had been terminated at ORNL in the 1970s, several countries were inspired by their achievement and continued their work. Since the details



**Figure 11.32** Vertical cross-section of primary system of the MSR-FUJI.

14 hours of operation in the daytime, 50% power during 8 hours of operation in the nighttime, and a linear change in between, the average load factor is 81%. Further, assuming 12 months of operation and 1 month of downtime, the average load factor amounts to 75%. Therefore, the average load factor in this study is assumed to be 75%. The above-mentioned 30 years operation period is based on the assumption that the core internals are enclosed in the reactor vessel that is not opened during the period. If a longer operation period is required, this vessel may be replaced along with the core internals such as the graphite moderator.

Assuming 30 years operation with a 75% load factor, the irradiation limit of the graphite moderator equals  $4.2 \times 10^{13} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  for the fast neutron flux of energy higher than 52 keV. Furthermore, the irradiation limit of the vessel, which is made of Hastelloy N (Ni-based alloy with Mo/Cr/Nb/Si), is  $1.4 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  for the fast neutron flux of energy higher than 0.8 MeV, and  $7.1 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  for the thermal neutron flux of energy lower than 1.0 eV. These limits are based on the MSBR design (Robertson, 1971). These limits are slightly old, and may be revised due to recent improvements in the manufacturing technology.



**Figure 11.33** Bird's-eye view of the MSR-FUJI.

When  $^{232}\text{Th}$  captures a neutron,  $^{232}\text{Th}$  is transmuted to  $^{233}\text{Pa}$  (protactinium-233), which decays to  $^{233}\text{U}$  with 27 days half-life. In the actual burnup calculation, full-power operation is assumed, but, in the actual FUJI operation, there is an above-mentioned 1-month shutdown time, and almost half of  $^{233}\text{Pa}$  in the core decays to  $^{233}\text{U}$  in this down time. Since the reactivity-loss due to Pa is about 0.5% delta-K, it means that about 0.25% delta-K higher reactivity is added due to this effect, and this will improve neutron economy a little. However, after the reactor is started again, the core soon reaches equilibrium condition, and the Pa content reaches the previous equilibrium value. Therefore, this Pa effect is neglected in the calculation.

#### 11.2.4 Calculation procedure for criticality

The criticality of FUJI-U3 is calculated using the nuclear analysis code SRAC95 (Okumura et al., 1996). At first, a collision probability routine PIJ (Tsuchihashi et al., 1979) is applied with 107 energy groups for the unit fuel cell model, which is shown in Fig. 11.34. Nuclear cross-sections of the 107 groups are compressed into 30 groups, which are composed of 24 fast neutron groups and six thermal neutron groups. Finally, a diffusion calculation by the CITATION (Fowler et al., 1971) routine is performed using the cross-sections of the above-mentioned 30 groups. In the two-dimensional RZ (Radial direction and Z-axis) diffusion calculation, the core is divided into 65 radial regions and 32 axial zones. In these calculations, JENDL-3.2 (Nakagawa et al., 1995) is used as a nuclear data library.

**Table 11.2 Design parameters of FUJI-U3 (Mitachi et al., 2008)**

Electric output	200 MWe
Thermal output	450 MW(th)
Thermal efficiency	44.4%
<b>Reactor vessel</b>	
Diameter/height (inner)	5.40 m/5.34 m
Thickness	0.05 m
<b>Core</b>	
Diameter/height	4.72 m/4.66 m
Fuel volume fraction (av.)	36 vol.% (see Fig. 11.36)
<b>Fuel path/duct</b>	
Width	0.04 m
Fuel volume fraction	90 vol%
<b>Reflector</b>	
Thickness	0.30 m
Fuel volume fraction	0.5 vol%
Power density within core	5.5 MW/m <sup>3</sup>
Multiplication factor	c. 1.01
Conversion ratio (av.)	1.01
Temperature coefficient (av)	$-2.7 \times 10^{-5}$ 1/K
<b>Maximum neutron flux</b>	
Graphite (> 52 keV)	$4.1 \times 10^{13}$ cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>
Vessel (> 0.8 MeV)	$1.4 \times 10^{11}$ cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>
(<1.0 eV)	$2.5 \times 10^{12}$ cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup>
<b>Fuel salt</b>	
Composition	LiF-BeF <sub>2</sub> -ThF <sub>4</sub> -UF <sub>4</sub>
mol%	71.76-16.0-12.0-0.24 <sup>a</sup>
Volume in reactor	33.6 m <sup>3</sup>
Volume in primary loop	38.8 m <sup>3</sup>
Flow rate	0.711 m <sup>3</sup> /s
Temperature; in/out	565°C/704°C
<b>Inventory in primary loop</b>	
<sup>233</sup> U	1.133 t <sup>a</sup>
Th	56.4 t <sup>a</sup>
Graphite	163.1 t

<sup>a</sup>Initial condition.