

日本保全学会 東北・北海道支部総会  
東北大学片平キャンパス  
2016年5月13日

# 研究開発段階炉「もんじゅ」の役割 と 海外の先行事例

北海道大学名誉教授  
杉山 憲一郎

# 1. 研究開発段階炉「もんじゅ」の役割

**Sodium-Cooled Experimental Reactor Joyo (実験炉「常陽」) :**  
Joyo started the operation in 1977. Joyo has been playing a great role for irradiation tests to develop FBRs.

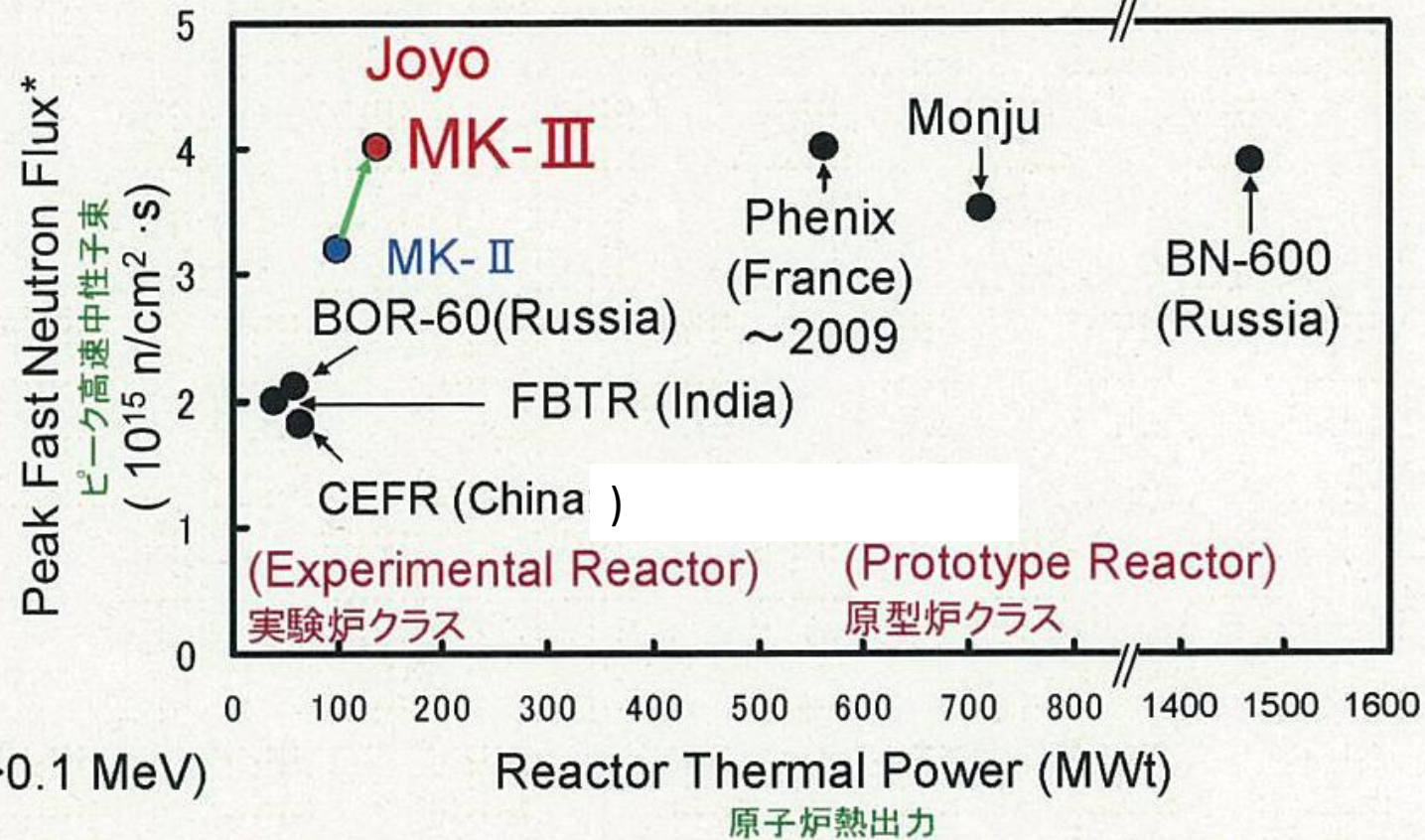
MK- I Core(2<sup>nd</sup> stage) : 75 MWth, MK- II Core : 100 MWth,  
MK- III Core(present) : 140 MWth



炉心性能を向上させたことで、「常陽」は、世界最高の高性能照射試験実験炉となった。

以下の3枚は、JAEAから

# Comparison of Fast Neutron Flux



(\* E>0.1 MeV)

- World's highest fast neutron irradiation field allows accelerated irradiation fuel and material tests.  
世界一高い中性子束は、燃料・材料照射試験期間を短縮し開発を加速させる
- **Joyo** is a powerful fast neutron irradiation facility.  
「常陽」は高性能の照射試験を行える施設である



# Sodium-Cooled Prototype Reactor Monju (原型炉「もんじゅ」)

After the sodium leak accident in a secondary circuit in 1995, Monju has been stopped for 14 years. Although the plant was restarted for system start-up tests in early 2010, it has been stopped again after a few month operation.

Thermal output : 714MWth    Electrical output : 280MWe  
Fuel : Pu-U mixed oxide    Breeding ratio : 1.2 approx.



2014年4月に定められたエネルギー基本計画では、研究開発段階炉「もんじゅ」は、「高レベル放射性廃棄物減容・潜在的有害度低減技術等の向上のための国際的研究拠点」と位置づけられている。

# 高レベル放射性廃棄物・サイクル残留物の減容・潜在的有害度低減技術としての高速炉

50GWe, 100年間の原子力利用で必要とする地層処分場の面積等  
(数値はすべて概算値)

核燃料サイクルのオプション	羽田空港埋め立て地換算の必要面積	放射性毒性が元のウラン鉱石並みになるまでの年数	サイクル残留物
軽水炉・直接処分	6ヶ分 (原子炉級Pu 1,000トン埋設)	10万年	濃縮のテイル(劣化ウラン) 75万トン
軽水炉・リサイクル (一回リサイクル)	2ヶ分(注)	1万年	濃縮のテイル(劣化ウラン) 65万トン 回収ウラン 10万トン MOX級(品位低下)Pu 950トン
高速増殖炉サイクル (MA90%回収・燃焼)	1ヶ分(注)	1000年	軽水炉サイクルで残留する物質を燃料として利用・消費できる
(注)いわゆるTRU廃棄物の埋設も含む			



## 2. 海外の先行事例

### 2.1 フランス原型炉フェニックス

#### Performance in the Phenix

The thermal efficiency from 1974 to 1989:  
44.4%

The breeding ratio : 1.15

The thermal power : 563MWth (350MWth)\*

The electric power : 250MWe (150MWe)

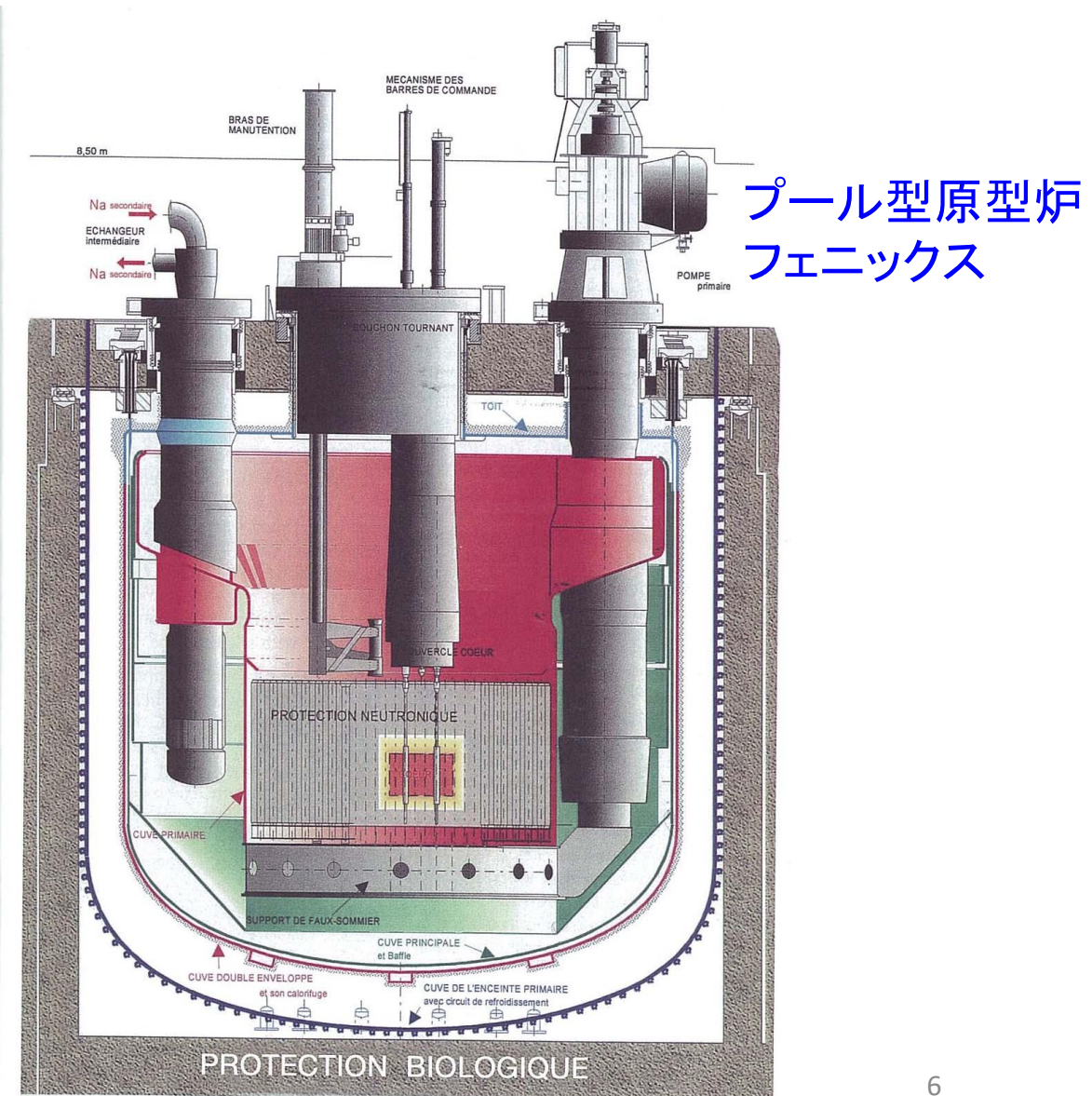
Three loops with 6 IHXs (2 loops, 4 IHXs)

The sodium outlet temp. : 560°C(530°C)

\*カッコ内は、Lifetime Extension後の値

The operation: CEA 80%, EDF 20%

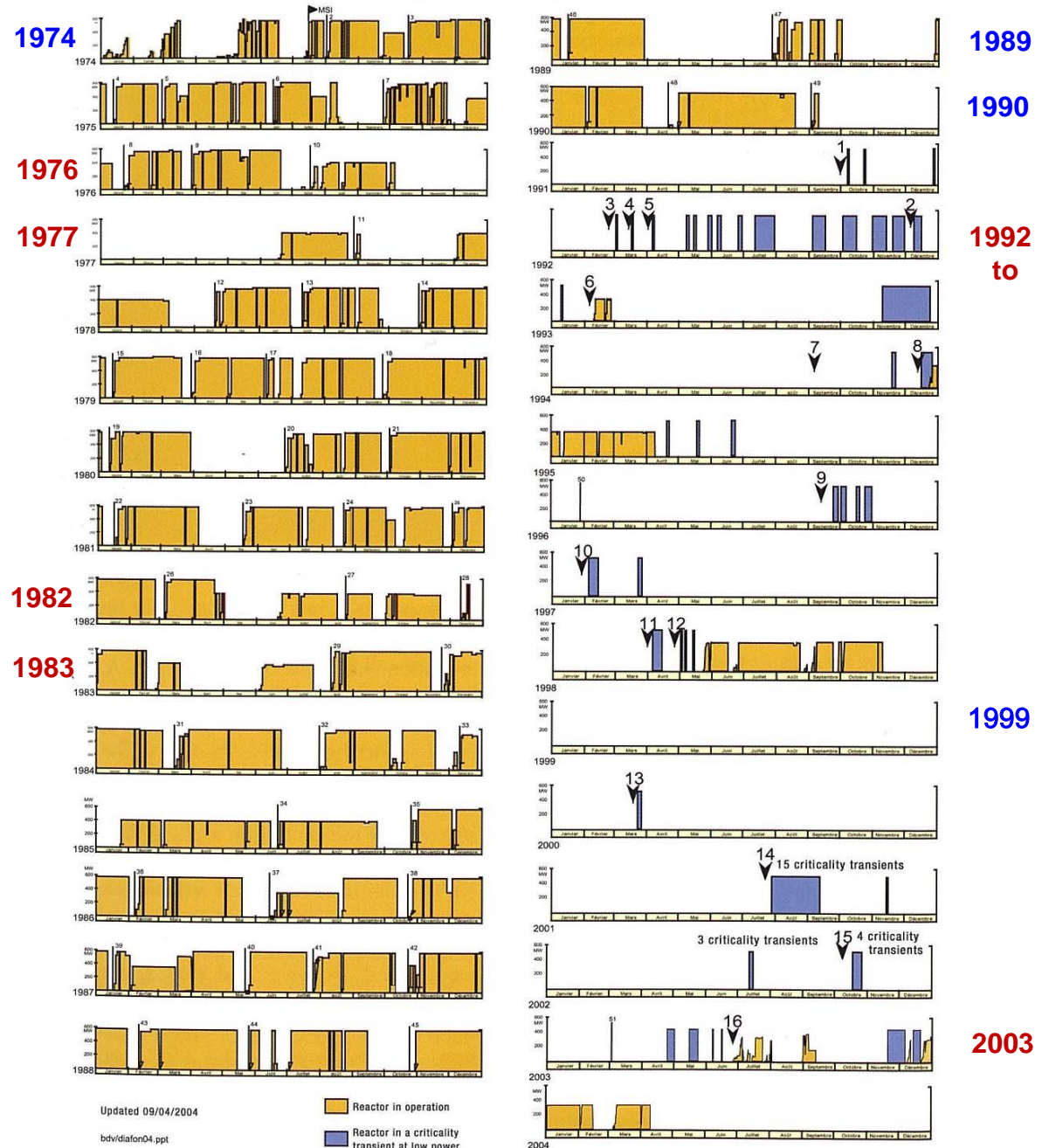
以下の4枚は、Phenix by Jean-Francois SAUVAGE氏から



# Operation Experience

- The average load factor (1974 to 90) : 59.6%
- Sodium Leakage in IHXs(1976 and 77) : 3 times
- Sodium-water reaction(1982, 83and 2003) : 5 times
- Negative reactivity trip(1989 and 90) : 4 times
- Safety upgrading and renovation (1992 to 2003) for mainly CEA R&D programs on long lived radioactive waste management ; an extension of Phenix reactor lifetime (5 to 6years) because of the shutdown of Super-Phoenix, and seismic reinforcement
- The availability factor at 350 MWth (2004, 05, 06) : 73, 85, 78 %
- The load factor at 350MWth(2007) : 69 %

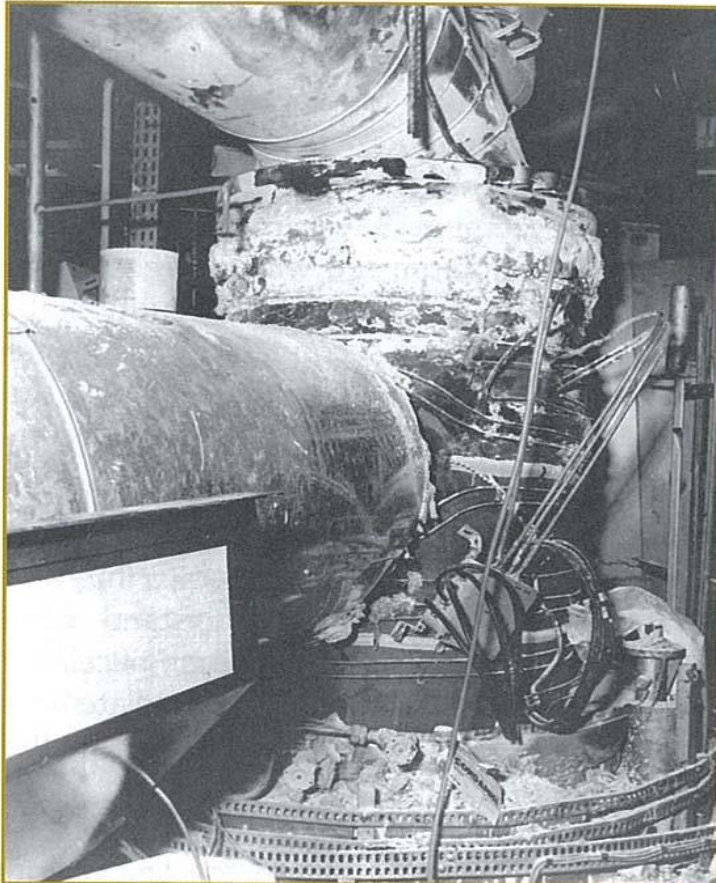
## Phenix power plant - operational chart



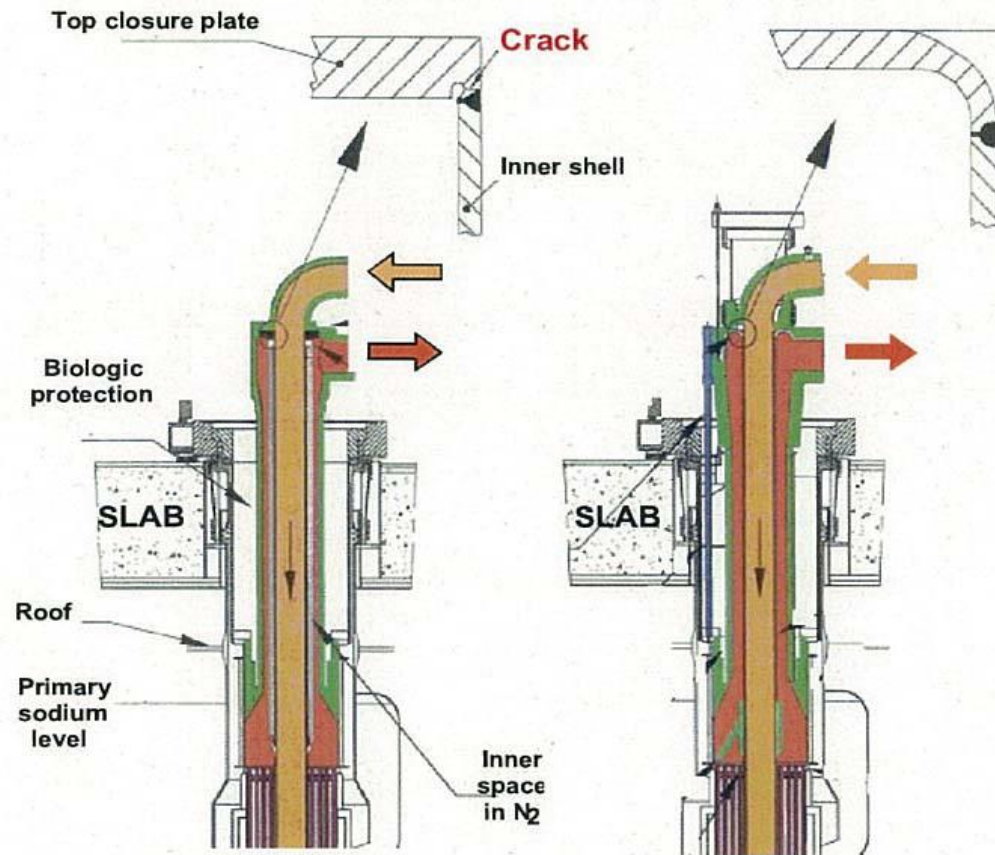


# Sodium Leakages for Intermediate Heat Exchangers: 3 times between 1976 and 1977

A faulty design on insufficient bending radius generating a concentrated stress region which was related to differential thermal dilatation of two long shells, caused sodium leakages three times.



Heat exchanger with insulation removed after a sodium leak



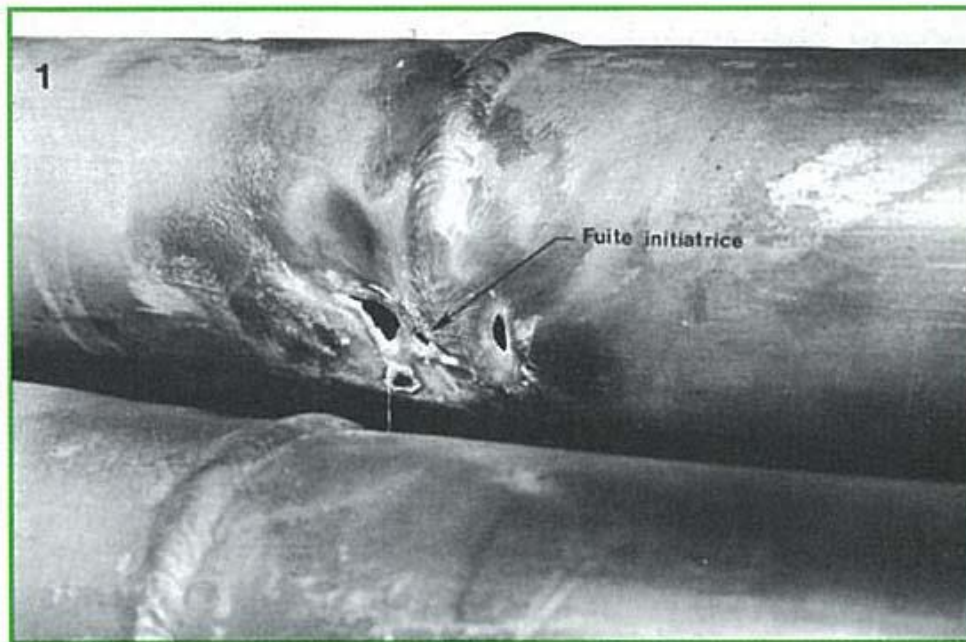
Original design

Modified design

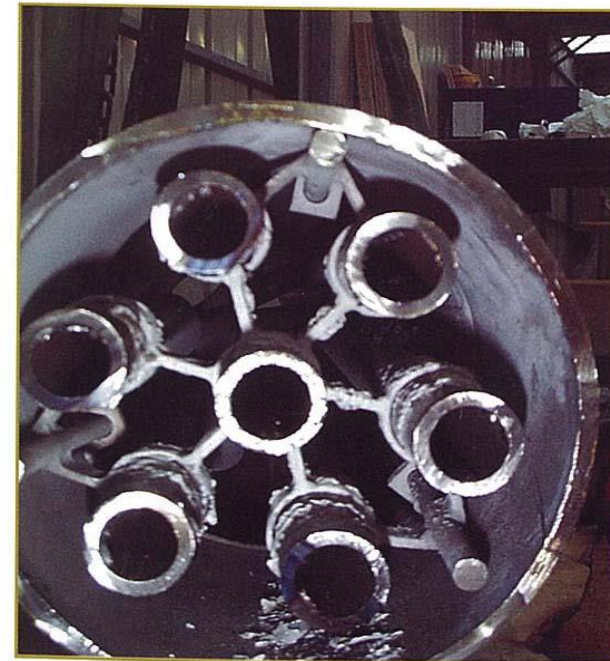


# Sodium-Water Reactions in Steam Generators : 4 times between 1982 and 83

- The original failures were located at butt welds closer to the steam inlet at re-heater module tubes in steam generators.
- The reactions took place soon after a starting-up of the plant.
- The origin of leaks came from water mixed with steam passing through re-heaters at certain transient conditions of plant start-up, which caused thermal shocks when abruptly turning to steam in the tubes.

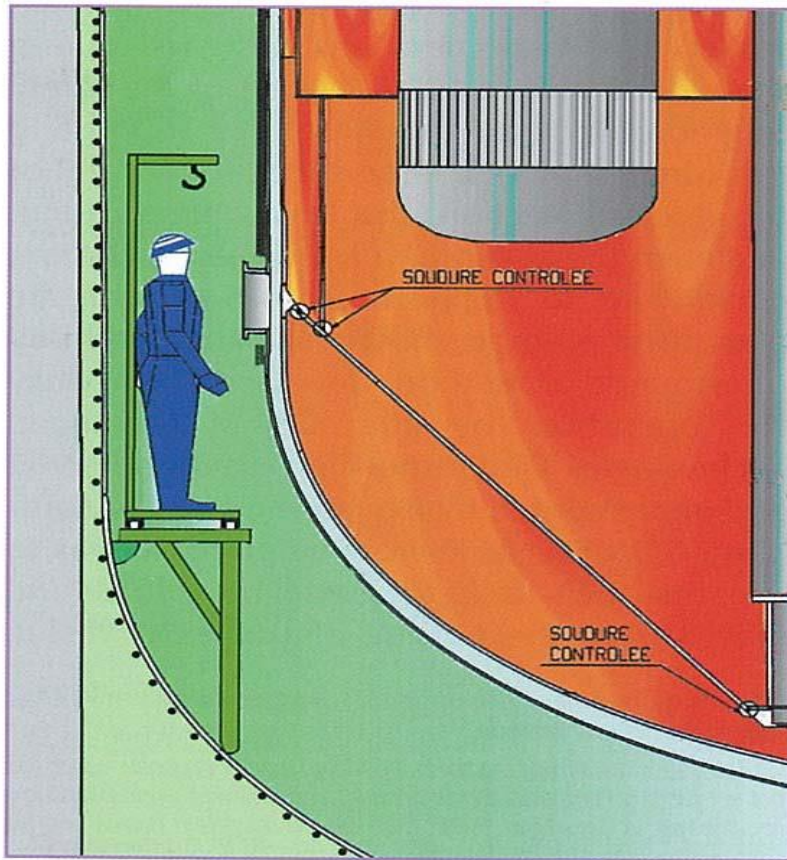


Steam generator tube with leak

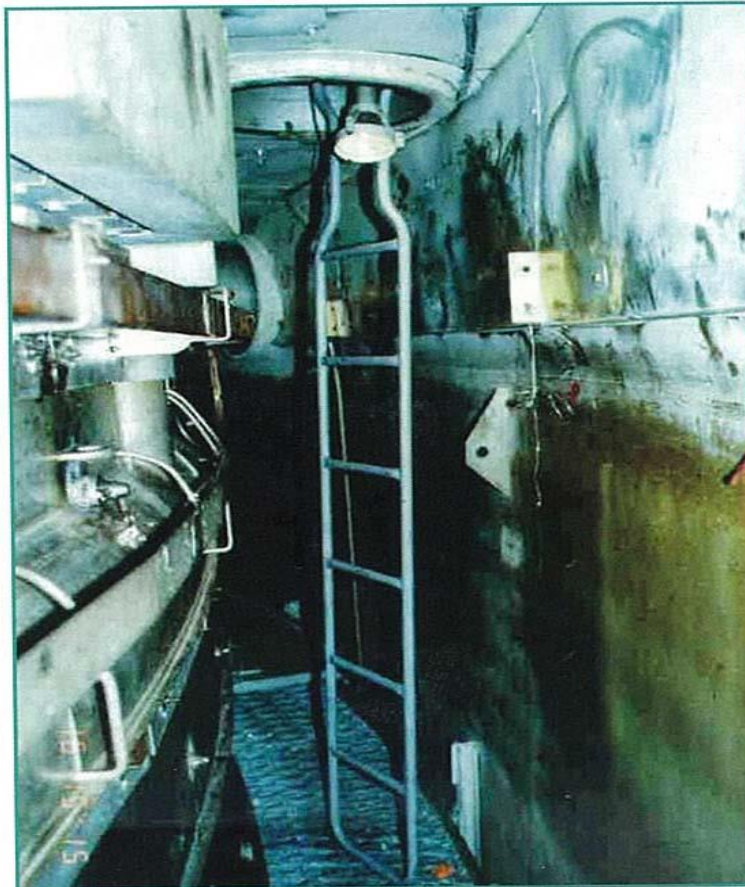


Cross section of steam generator module

**Inspection for the Pool-Type Main Vessel:  
The inspection by ultrasound confirmed that  
there was no defect in the welds on the conical shell  
supporting the core and connecting it to the main vessel  
between October and December 1999.**



Schematic of the conical shell



Space between main vessel and containment vessel



## 2.2 海外の先行事例のまとめ

フランスでは、1991年の放射性廃棄物管理研究法と2006年放射性廃棄物等管理計画法に基づき、原型炉「フェニックス」の成果も踏まえて、2012年に、長寿命放射性核種の減量・潜在的有害度低減（放射能早期低減）の選択として、実証炉ASTRID（60万kWe）の技術仕様を決定。

2016年～2019年基本設計、2019年頃建設に向けた判断、2025年頃運転開始予定。

ロシアでは、1980年初臨界の原型炉BN600(60万kWe)が、1982年から2012年までの30年間で平均稼働率約74%の実績を残しており、2040年までの60年間運転を予定している。最初の10年間に27回のナトリウム漏れを経験。経験を教訓に問題を克服。また、この実績に基づき、実証炉 BN800を建設し2015年12月には送電を開始している。

インドでは、原型炉PFBR(50万kWe)が2015年10月時点でナトリウム充填許可待ち。

中国では、2014年に、実験炉CEFRが100%出力達成。また、2015年9月、ビル・ゲイツが投資する米国原子力開発ベンチャー企業テラパワー社が、原型炉TWR(60万kWe)を中国核工業集团公司(CNNC)と共同開発すると発表した。劣化ウランや天然ウランなどを燃料として少なくとも40年間は燃料交換や使用済み燃料の搬出なしに継続運転が可能としており、民生用原子力発電における安全性・環境影響性、コスト面での課題を克服する新たなオプションとして位置づけている。

2025年頃運転開始予定としており、国際的展開を意識したナトリウム冷却原型炉として、米国流のリスク情報を活用した合理的な設計・建設、運転と品質/保守管理(保全計画)を前提として運転開始目標を10年後に定めたと推定する。



### 3. 「もんじゅ」の保安検査での違反とその背景

・1万件の点検期間超過:

性能試験再開・炉内中継装置落下トラブル(2010)+F1事故(2011)の流れの中で、F1事故以降の安全対策等で現場とトップの意思疎通低下・政策仕分け等のプレッシャ下で試運転再開の課題へ集中・計画手続きの煩雑さが重なり、点検は変更後計画に従って行われたものの、当初計画よりは遅れて実施となった。⇒「点検時期超過」と見做され「保安規定違反」。その他の事例は当日口頭で紹介。

根本原因は、機構が拙速に導入した「もんじゅ」保全計画の不備にある。実用軽水炉で少なくとも2年から3年かけて作った計画を、研究開発段階炉では2ヶ月で作成し運用を開始した。炉心性能試験開始を控え、無理を承知で導入し、未経験のため過剰設定・エラーチェック不完全・規制との事前確認無し・膨大なデータベース管理システムなしの手作業管理などが原因で保安検査違反(不備)が続いた。⇒軽微なものが多く短時間で改善が進んでいるが、「何時までも問題解決ができない組織」のイメージで昨年11月に勧告が出された。

## 4. まとめ

IAEAの「日本への総合規制評価サービス(IRRS)ミッション」報告書の提言・勧告の判断根拠になっている、IAEA安全基準「政府、法律および規制の安全に対する枠組み(GSR Part1)」の等級別扱い(Graded approach)の原則に基づけば、「規制の厳しさは、違反や事故・故障などの正常状態からの逸脱の起こり易さと、その結果想定される影響やリスクの大きさに釣り合っていない」、「とされている。

研究開発段階炉「もんじゅ」勧告は、この国際標準の枠組みから見て判断根拠が不明である。日本保全学会としても真剣に検討すべき課題である。