310 高速炉蒸気発生器水漏えい事故時の影響評価実験

Safety Evaluation Experiment on Water-leak Accident in Steam Generator of Sodium-cooled Fast Reactor

○正 栗原 成計 (原子力機構) 下山 一仁 (原子力機構)
浜田 広次 (原子力機構) 正 大島 宏之 (原子力機構)

Akikazu KURIHARA, Kazuhito SHIMOYAMA, Hirotsugu HAMADA and Hiroyuki OHSHIMA,
Japan Atomic Energy Agency, 4002 Narita, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki

In the case of unexpected tube failure of steam generator (SG) in sodium-cooled fast breeder reactor (SFR), the exoergic reaction between liquid sodium and water/steam produce reaction field (reaction jet) with high temperature and high corrosive (sodium-water reaction). Adjacent tubes exposed to the reaction field and have possibility of wastage by erosion-corrosion action and of overheating rupture by inner pressure with reduction of material strength. It is integral for safety evaluation to predict the event with high accuracy that we understand behavior of sodium-water reaction inside SFR SG in detail. Sodium-water reaction test has been carried out using steam generator water/steam leak test facility (SWT-3R) under full-power operation condition. As the result of present study, we confirm the temperature distribution, the tube failure region and the event progress in sodium-water reaction.

Key Words: FBR, Steam generator, Sodium-water reaction, Wastage, Overheating rupture, Heat transfer coefficient

1. はじめに

現在, 日本原子力研究開発機構 (JAEA) において, ナトリウム冷却高速炉 (SFR) の研究開発が進められている。SFR の蒸気発生器 (SG) では, 何らかの原因で伝熱管に貫通欠陥が生じ, 管内を流れる高圧の水/蒸気が低圧のナトリウム側へ漏えいすると, Na と水との発熱反応によって Na 中に高温・高速・腐食性の反応ジェットが形成される (Na-水反応)。SFR プラントでは, 水素計やカバーガス圧力計等の漏えい検知器により水漏えいが検出され, 安全に停止するよう設計される。しかし, 反応ジェットの影響を受ける隣接伝熱管は, エロージョン・コロージョン作用による局所的な管壁損耗 (ウェステージ), あるいは高温環境におかれる材料強度が低下し内圧によって破裂 (高温ラプチャ) する可能性があることから, Na-水反応現象の予測は安全評価上重要である。原子力機構ではその合理的安全設計に向けて高精度予測評価を可能とする機構論的 Na-水反応現象解析評価手法を開発している。

現在開発が進められている大型炉 SG の運転条件では, 経済性向上のため高温・高圧化が指向されており, 反応ジェットの影響がより厳しくなる。したがって, プラントの安全性や信頼性を確保する上で, 大型炉 SG 条件での Na-水反応挙動を解明することが重要となる。

本研究では, この解析評価手法構築に必要な検証データを取得するため, 大型炉 SG の定格運転を模擬した中規模水漏えい条件で Na-水反応実験を行い, 高温反応場の温度分布, 隣接伝熱管の損傷範囲及びその事象進展等を検討した。

2. 実験装置及び実験手法

図 1 には実験で使用した蒸気発生器水リーク試験装置 (SWT-3R) を示す。SWT-3R は, SG 内部の Na 流動や伝熱管内のブローダウン挙動を模擬できるナトリウムループを有した大規模装置であり, 反応容器 (模擬 SG), ナトリウムタンク, ナトリウム加熱器, 電磁ポンプ, コールドトラップ, ミストセパレータ, ダンプタンク, 水加熱器, 及びそれらを接続する配管・弁等で構成される。

反応容器 (内径 1.3m, 高さ 8.3m) は大型炉 SG の約 1/4 スケールで試験体が内包される。試験体は Mod.9Cr-1Mo 鋼製の伝熱管 32 本が 8 層のヘリカルコイルで構成される。伝熱管は外径 31.8mm, 肉厚 3.5mm, 管ピッチ約 50mm, コイル最内層/最外層径 400/1100mm, 高さ約 3000mm で

Fig.1 Steam generator water leak test facility (SWT-3R)

Table 1 Test conditions (initial conditions)

	Unit	Conditions
【Water injection side】		
Leak rate	kg/s	1
Duration	sec	30+40
Pressure	MPa	19.5
Temperature	°C	365
【Steam flowing side】		
Mass flow rate	kg/s/tube	1
Pressure	MPa	19.5
Temperature	°C	365
【Sodium side】		
Flow rate	m ³ /min	2.3
Pressure	MPa	0.2
Temperature	°C	520

あり、第1（最内）層に初期水リーク伝熱管（注水管）、第4層及び第7層に通水管、その他は低圧窒素を封入したダミー管等を配置した。

実験では、まず通水管に過熱蒸気を導き管内流動を安定させ、注水管より水平方向外向きに過熱蒸気を30秒噴出し、続いて注水管及び通水管内の蒸気を40秒間でブローダウンした（全注水時間は70秒）。なお、本実験では、安定した高温反応場での検証データを測定するため、噴出する過熱蒸気に注水管直近の第2層伝熱管（図2の第2層23段伝熱管）が干渉しないよう切欠き部を設けた。

表1には主な実験条件を示す。SG 上部条件を模擬して、初期ナトリウム温度/圧力は520℃/0.2MPa、注水初期温度/圧力は365℃/19.5MPa、注水時間は水漏えい検出時間とその後の急速ブローダウン時間を含めて70秒とした。

3. 実験結果及び考察

実験では、ナトリウム中への注水30秒前に2本の通水管に蒸気を供給した。注水30秒間における注水部の圧力、温度及び質量流量の平均値は、それぞれ17.8MPa、520℃及び1.1kg/sであった。また、既報^[1]にて、高温反応場における最高温度が1200℃を超え、高温領域は注水水平断面よりやや上方に存在し、その後二次破損の影響により伝熱管束下方へ拡大する傾向を示した。

図2は本実験時のナトリウム側反応温度及び反応容器/ダンプタンク内圧力の時間変化を示す。注水後反応温度は800～1000℃で安定した温度変化であるが、約18秒に生じた二次破損により管束部の反応様相が変化し、それ以降は温度が著しく変動している。図3に示す反応容器のカバーガス圧力は、注水に伴い上昇を始め、二次破損による水漏えい量増加によって急峻な上昇を伴い、約20秒で反応容器とダンプタンクを接続する圧力開放板が作動した。その後、反応容器とダンプタンクの圧力が再び上昇するが、水系のブローダウン開始によって圧力は減少傾向に転じた。

図4には、注水口断面における伝熱管束部の損傷分布を示す。第2層から第5層伝熱管の範囲に貫通損傷が生じており、初期リーク及び二次リークの注水部に近い伝熱管のウェステージ損傷が著しく、損傷範囲は上述の高温領域とも良く対応している。このことから、ウェステージ損傷に対してNa-水反応場の速度環境及び温度環境が影響を及ぼすことが推察される。また、二次破損を測定できた第4層通水管（注水後約17秒）、低圧窒素を封入した第5層ダミー管（同約57秒）より、ウェステージ速度は0.06～0.1mm/s程度であると判断される。

4. 結論

実機SGの高温/高圧条件を模擬した中規模水リーク条件でのナトリウム-水反応実験を行い、高温反応場の温度分布、隣接伝熱管の損傷範囲やその事象進展等、機構論に基づく解析評価手法の開発に必要な検証データを取得した。今後、より詳細なデータ分析を行う予定である。

謝辞

本研究を進めるにあたり、実験運転において東興機械工業㈱の諸氏に、データ整理に関して㈱NESI 小野功氏にご協力いただいた。ここに感謝の意を表する。

参考文献

[1]浜田他, 原学会 2006 年秋の大会 M38

Fig.2 Time variation of sodium temperature (tube in the 7th layer)

Fig.3 Time variation of cover-gas pressure in RV and DT

Fig.4 Tube arrangement and secondary failure positions