

# 研究開発段階発電用原子炉の特徴を考慮した保守管理の提案

## (3) 配管支持構造物への適用事例

### Proposal of Maintenance Management of Nuclear Power Plants at R&D Stage by Taking Account of Their Features (3) Application to piping support

日本原子力研究開発機構	相澤 康介	Kosuke AIZAWA	
日本原子力研究開発機構	高屋 茂	Shigeru TAKAYA	Member
日本原子力研究開発機構	近澤 佳隆	Yoshitaka CHIKAZAWA	Member
日本原子力研究開発機構	田川 明広	Akihiro TAGAWA	Member
日本原子力研究開発機構	久保 重信	Shigenobu KUBO	

#### Abstract

One of important mission of nuclear power plants (NPP) at R&D stage is to develop maintenance program for commercial reactors step by step securing safety. Basic principles of maintenance management for NPP at R&D stage were proposed. In this paper, applications for maintenance program on piping support of prototype sodium cooled fast breeder reactor Monju are studied on the basis of the proposed basic principles of maintenance management for NPP at R&D stage.

**Keywords:** reactor at R&D stage, maintenance management, piping support, sodium cooled reactor

## 1. はじめに

原子力発電所の保守管理に関しては、基本要件が日本電気協会で「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC4209)」[1]として規格化されており、更に内容の理解促進を図るために「原子力発電所の保守管理指針 (JEAG4210)」[2]が発行されている。JAEC4209 および JEAG4210 の対象は、これまでに長年の運転経験を有する軽水炉 (現状で唯一の実用発電用原子炉 (以下、「実用炉」という。)) であり、運転経験が限られる研究開発段階発電用原子炉 (以下、「研開炉」という。) に適用する際には十分な配慮が必要である。そこで、保守管理において考慮すべき研開炉の特徴を明確にし、その特徴を考慮して、JEAC4209 の研開炉への適用性を分析し、研開炉の特徴を考慮した保守管理を提案した[3]。本報告では提案した研開炉の保守管理の考え方をナトリウム冷却型の高速増殖原型炉「もんじゅ」の 1 次系主配管支持構造物に適用した検討結果を示す。

## 2. 「もんじゅ」の 1 次系主配管支持構造物

ナトリウム冷却炉の特徴として運転温度が高く、配管据付時、メンテナンス時の室温状態からの温度差が大きくなり配管の熱膨張による変位が大きいことが挙げられる。

大きな熱変位への対策として配管にはエルボが多く設置され、配管支持は熱膨張による変位の吸収を考慮して行われる。特に、耐震サポートについては、配管系の変形を拘束することによる熱膨張応力の増加を防ぐ必要がある。このため熱膨張の様なゆっくりとした変位は拘束せず、地震等速い振動に対しては、配管を拘束する支持を考慮する必要がある。

上記を考慮して「もんじゅ」の 1 次系主配管は以下に示す多様な配管支持構造物を適切に配置している。

- ・ロッドレストレント (図 1)
- ・架溝式レストレント (図 2)
- ・コンスタントハンガ (図 3)
- ・メカニカルスナッパ (図 4)

熱膨張が小さいまたはある特定方向にのみ大きく他の方向の拘束が可能な場合、熱膨張が大きい方向についてスライドする構造であるレストレントを使用している。熱膨張の変位が大きい個所で自重を支持する場合は、配管の変位に係らず配管の支持反力を一定とするコンスタントハンガを使用している。熱膨張の変位が大きい個所

で地震時の荷重を支持する場合は、熱膨張等非常に遅い変位に対しては拘束せず、地震時等の急激な変動荷重のみを拘束するメカニカルスナッパを使用している。

また、1次系主配管とその支持構造物の接合部を図5に示す。1次系主配管については一体溶接された支持部はない。

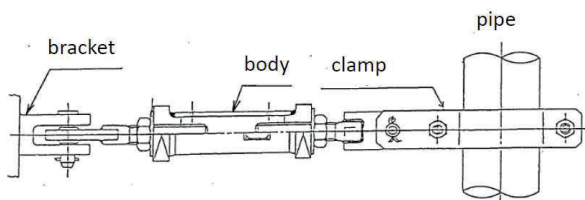


Fig.1 Rod type restraint

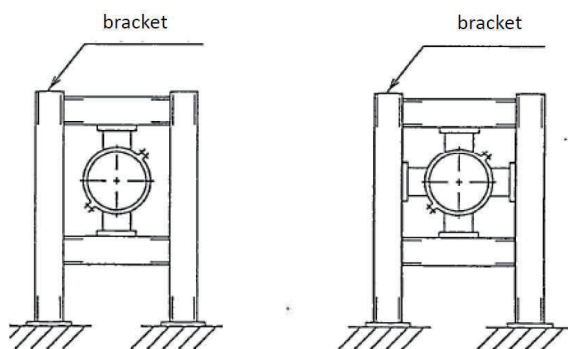


Fig.2 Frame type restraint

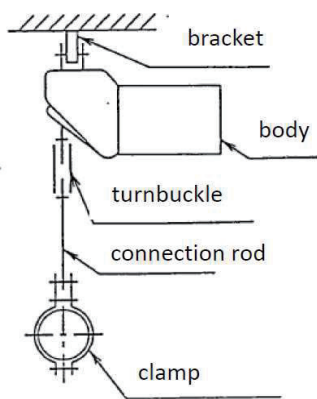


Fig.3 Constant hanger

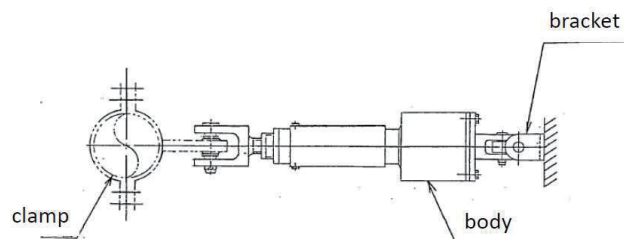


Fig.4 Snubber

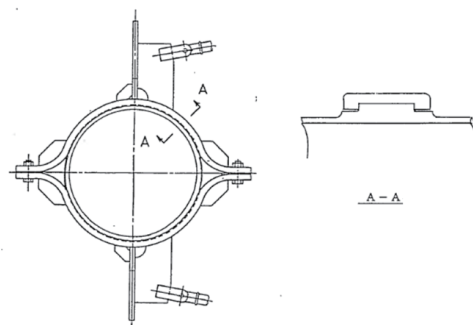


Fig.5 Piping clamp

### 3. 固体潤滑型メカニカルスナッパ耐久試験

軽水炉はメカニカルスナッパの潤滑剤としてグリースを採用している。「もんじゅ」の配管設置箇所では、軽水炉と比較して高放射線量下となることから、耐放射線グリースの開発を実施し、放射線量が70MGyまでであれば開発したグリースが使用できることを確認した[4]。しかし、「もんじゅ」の1次主冷却系配管室ではプラント寿命を考慮した累積放射線量が70MGyを超える箇所がある。一般にグリースは、放射線照射により一度軟化し、さらに照射を続けると硬化する傾向があるが、これは照射によりグリースのゲル構造が損傷して軟化し、さらに照射を続けると油の架橋などによって粘度が増加して硬化すると考えられている[5]。グリースの耐放射線性には限界があると考えられることから、当該箇所に設置するメカニカルスナッパとして、耐放射線性に優れた固体潤滑材を用いたメカニカルスナッパを開発した。なお、他の配管支持構造物の対象については、高速炉特有の課題がないので、軽水炉で実績があるものを採用している。

固体潤滑型メカニカルスナッパは潤滑材を除けばグリース型と同一の構造である。固体潤滑型は耐放射線性に

優れているが、固体潤滑型の懸念として、長期動作による固体潤滑材の剥離が考えられることから、プラント運転/停止による配管熱膨張を模擬した低速動作耐久試験を実施した。定格荷重 100kgf の固体潤滑型メカニカルスナッパの試験結果を図 6 に示す。許容値を定格荷重の 15% である 15kgf とし、動作速度は 1mm/s とした。なお、1 サイクルで 60mm 動作する。図より、7000 サイクル (420m) を超えると抵抗値が明確に増大する傾向を示しており、累積走行距離が 420m を超えると劣化が生じていると考えられ、7500 サイクル (450m) を超えると許容値を超過した。「もんじゅ」においてプラント寿命 30 年を考慮した固体潤滑型メカニカルスナッパの最大走行距離は 135m と評価されており、配管熱膨張による長期動作に対してプラント寿命中の性能が維持されることを確認できた。

地震を考慮した定格荷重を負荷した耐久試験を実施した。負荷周波数を 9Hz、サイクル数を 17500 として試験を行った。試験後の試験体調査を行い、部品の緩み及び脱落は発生していないことを確認した。また、試験後に配管熱膨張による動作を考慮した低速動作試験を行い、抵抗値は増大しなかった。これより、地震発生後も固体潤滑型メカニカルスナッパは必要な性能が維持されることを確認した。

事故等を考慮した厳しい環境による耐性確認試験を実施した。高温試験では、171℃で 3 時間、160℃で 3 時間、121℃で 18 時間を連続で温度負荷した。高湿度試験では、湿度 95%以上を保ったままで、常温で 2 時間、71℃で 6 時間、30℃で 16 時間を 1 サイクルとして、10 サイクル連続で実施した。塩水噴霧試験では、JIS Z2371[6]に従い、塩水噴霧時間を 48 時間として実施した。砂粉塵試験では、12 時間の砂粉塵環境への耐性を確認した。各試験後に配管熱膨張による動作を考慮した低速動作試験を行い、抵抗値は増大しなかった。これより、固体潤滑型メカニカルスナッパは厳しい環境条件について耐性を有していることを確認した。

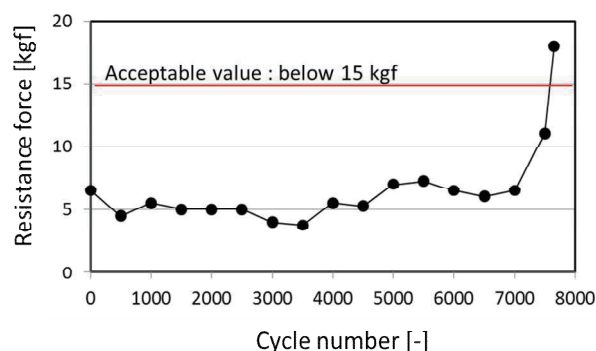


Fig.6 Resistance force versus cycle number

## 4. 配管支持構造物の保全計画

### 4.1 保全計画の検討

研開炉における保全計画の策定において、研開炉の特徴を考慮した変更点及び考慮事項として以下を提案している[3]。

- ・設計的知見や科学的知見等に重点を置いた保全計画の策定
- ・設計・設備の裕度を考慮し、総合的な安全性が確保されることを確認
- ・保全計画の妥当性確認のため、知見の確認用データを取得
- ・安全裕度向上の観点から、健全性維持確認のために監視等を積極的に実施
- ・経年劣化に関する情報の将来的な標準化を目指した知見の拡充

また、1 次系主配管支持構造物は窒素環境下に設置されており、酸化による劣化メカニズムはない。ロッドレストレント及び架構レストレントは単純な機構であり、窒素のような不活性ガス雰囲気化では劣化は生じないと予期できる。コンスタントハンガについても基本的にばねにより加重を一定にする機構なため単純な機構となっている。メカニカルスナッパは動的機構を有しており、かじり等の耐久性が懸念されるが前出の耐久試験等で耐久性が十分な裕度をもって確保されているため、寿命期間中の目立った劣化は想定されない。このため代表部位による監視を行うことにより、劣化がないことを確認することが基本的な保全方法となる。ただし、原子炉出力運転開始前については正常な状態を把握する観点からもアクセス可能なすべての支持構造について直接目視検査を行うこととする。

上記の保守計画に加えて、メカニカルスナッパのサーベランス供試体を高照射線量箇所に設置し、照射による

潤滑剤の劣化を確認する。潤滑剤の劣化については、配管熱膨張による動作を考慮した低速動作試験時のトルク変化により検出できる。サーベランス供試体の低速動作試験は、低照射線量箇所に移動させて実施し、試験後は元の場所に再設置し、更なるデータ蓄積に資する。

「もんじゅ」1次系配管の特徴の一つは、メンテナンス時と運転時の温度差による大きな熱膨張である。この大きな熱膨張により、配管変位をモニタすることで配管支持構造物の健全性を判断できる可能性がある。一つの配管支持構造物が脱着または固着した場合、境界条件の変化により配管変位が変化するためである。第一段階として、配管支持構造物に異常がない通常時の配管変位データを蓄積し、異常があった際の配管変位の変化をモニタリングする。

## 4.2 保全計画の提案

以上を踏まえて、「もんじゅ」の1次系主配管支持構造物の保全計画を以下のとおり提案する。

原子炉出力運転前においては、アクセス可能な全ての配管支持構造物について直接目視検査を行う。直接目視検査では、取付状態の異常、き裂・変形による損傷を確認する。

原子炉出力運転後においては、1次系ナトリウムは放射化されており、1次系配管エリアの照射線量は高い。したがって、保守作業による被ばく線量を低下させる保守計画をとして基本的に代表部位の目視検査とする。代表部位の目視の場合でも高照射線量箇所では目視検査はITVカメラにより行う。ITVカメラによる目視検査では、取付状態の異常及びインジケータの指示値を確認する。代表的な支持構造物は固着が生じた場合に与える影響が大きい観点から図7に示すとおり選定した。代表的な支持構造物の目視検査方法を表1に示す。

また、配管支持に異常がある場合は配管変位に異常があるため配管変位を測定し配管支持構造物が「健全であることの確認」を行う。

## 4.3 配管変位モニタ技術の現状

「もんじゅ」では配管変位モニタ技術が検討されてきた。原子炉起動前の「もんじゅ」総合機能試験[7]の一環として、配管変位計測が実施された。計測箇所は図8における6S、9S、13S及び15Sである。総合機能試験では、室温かつ配管にナトリウムがない条件からの200℃ナトリウム内包条件による配管変位を計測した。計測結果と

解析結果を表2に示す。表中のx、y、zは、管軸方向、管軸に対して直行する水平方向、管軸に対して直行する鉛直方向である。配管変位の測定値と解析値の最大のずれは9SのZ方向における11.5mmである。ナトリウム冷却炉では、運転温度が高く配管の熱膨張が大きく、かつ熱膨張による影響を緩和させるため複雑な配管体系であり、軽水炉と比較して配管変位の不確定性が大きくなる。

配管変位の許容値の検討に資するため、図8における15S箇所において、管軸方向(Case1)及び鉛直方向(Case2)に40mmの強制変位を与えた条件で配管応力を解析により評価した。評価結果を図9に示す。図には熱応力も示す。図より、配管熱膨張による変位の荷重と比較すると強制変位の荷重は小さく、評価位置においては40mm程度の変位のずれは許容可能であることがわかる。

100%出力運転条件（炉心出口ナトリウム温度529℃）における配管変位の解析結果を表3に示す。表に示すとおり、配管の最大変位は100mmを超えており、ナトリウム冷却炉の配管系では変位が大きことがわかる。「もんじゅ」においては、40%出力運転時及び100%出力運転時に配管変位の測定が予定されていた。これらの条件における配管変位の測定値を蓄積し、各条件における解析結果も踏まえて各部位の配管変位の許容値を設定する予定であった。適切な許容値を設定することで、配管変位モニタにより配管支持構造物の健全性を確認することが可能となる。

Table 1 Inspection methods for supports

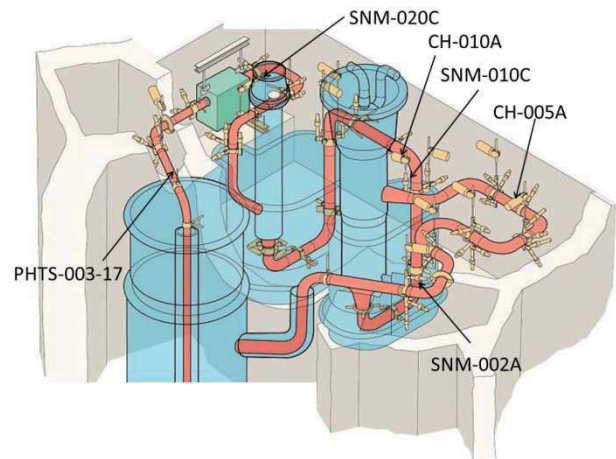
Items	Methods
SNM-002A	Local ITV
SNM-010C	Self-traveling ITV
SNM-020C	Direct visual inspection
CH-005A	Self-traveling ITV
CH-010A	Self-traveling ITV
PHTS-003-17	Direct visual inspection

**Table 2 Comparison of analysis and measured piping displacement**

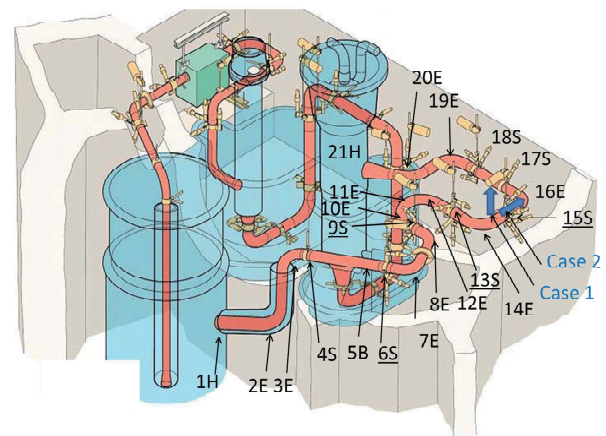
	Analysis [mm]	Measured [mm]	Deviation [mm]
6S-X	-31.7	-30.1	-1.6
6S-Y	-3.5	-11.4	7.9
6S-X	14.8	13.5	1.3
9S-X	-24.9	-26.2	1.3
9S-Y	-6.0	-12.3	6.3
9S-Z	22.9	11.4	11.5
13S-X	-22.7	-24.3	1.6
13S-Y	-9.2	-16.9	7.7
13S-X	29.6	19.2	10.4
15S-X	-26.4	-26.3	-0.1
15S-Y	-10.2	-19.3	9.1
15S-X	38.3	30.3	8

**Table 3 Estimated piping displacement (529deg-C under operation)**

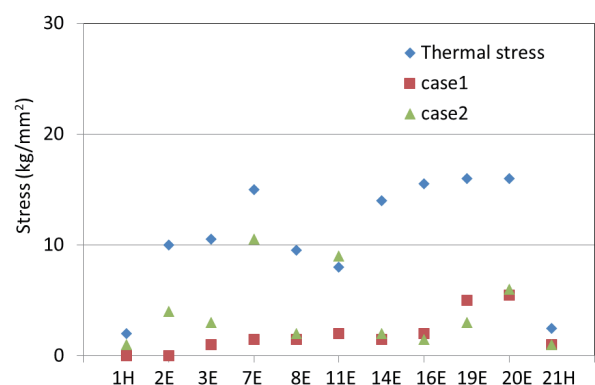
	Analysis result [mm]
6S-X	-89.5
6S-Y	-10.0
6S-X	41.8
9S-X	-70.4
9S-Y	-17.1
9S-Z	64.8
13S-X	-64.2
13S-Y	-26.0
13S-X	83.8
15S-X	-74.7
15S-Y	-28.8
15S-X	108.2



**Fig. 7 Representatives for visual inspection**



**Fig. 8 Positions for monitoring of piping displacement**



**Fig. 9 Evaluated stress due to forced displacement**

## 5. まとめ

提案した研開炉の保守管理の考え方に基づき、「もんじゅ」の1次系主配管支持構造物の保全計画を検討した。検討結果を以下に示す。

原子炉出力運転前においては、アクセス可能な全ての配管支持構造物について直接目視検査を行う。原子炉出力運転後においては、保守作業による被ばく線量を低下させる保守計画を指向し、高照射線量箇所では目視検査はITVカメラにより行う。

上記の保守計画に加えて、メカニカルスナッパのサーベランス供試体を高照射線量箇所に設置し、照射による潤滑剤の劣化について低速動作試験時のトルク変化により確認する。

「もんじゅ」1次系配管の特徴の一つは、メンテナンス時と運転時の温度差による大きな熱膨張である。この大きな熱膨張により、配管変位をモニタすることで配管支持構造物の健全性を判断できる可能性がある。第一段階として、配管支持構造物に異常がない通常時の配管変位データを蓄積し、蓄積したデータを用いて配管支持構造物の故障検出の許容値を設定する。配管変位モニタ技術が成熟した後、配管支持構造物の保全作業は基本的には目視検査から配管変位モニタに変更し、代表的な支持構造物のみ目視検査を実施することとする。

## 参考文献

- [1] 日本電気協会：“原子力発電所の保守管理規程”，JEAC4209-2014(2014).
- [2] 日本電気協会：“原子力発電所の保守管理指針”，JEAG4210-2014(2014).
- [3] 高屋茂ら、“研究開発段階発電用原子炉の特徴を考慮した保守管理の提案（1）基本要件”、日本保全学会 第13回学術講演会、横浜、2016、pp. 321-326
- [4] 荒川和夫ら、“グリースの動特性に及ぼす放射線照射効果の研究”、JAERI-M レポート、JAERI-M-86-042(1986)
- [5] 荒川和夫ら、“グリースの高温下における放射線劣化の研究 III. 耐熱・耐放射線性グリースの開発”、JAERI-M レポート、JAERI-M-92-176(1992)
- [6] 日本工業規格、“塩水噴霧試験方法”、JIS Z2371-1998(1988)
- [7] 広井博ら、“高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について”、動燃技報、PNC TN1340 96-004、1996、pp. 49-68